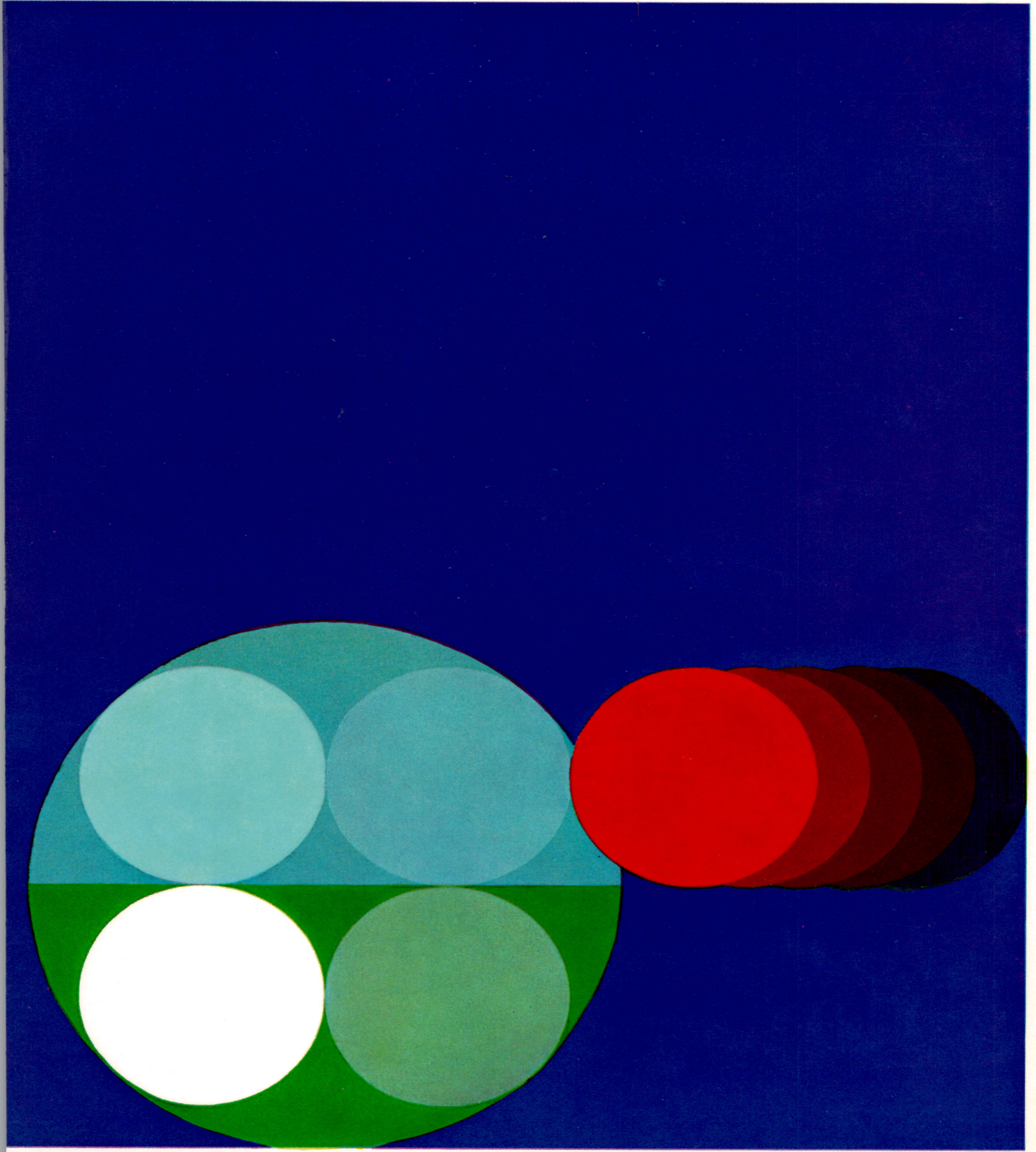
Werner Kliefoth

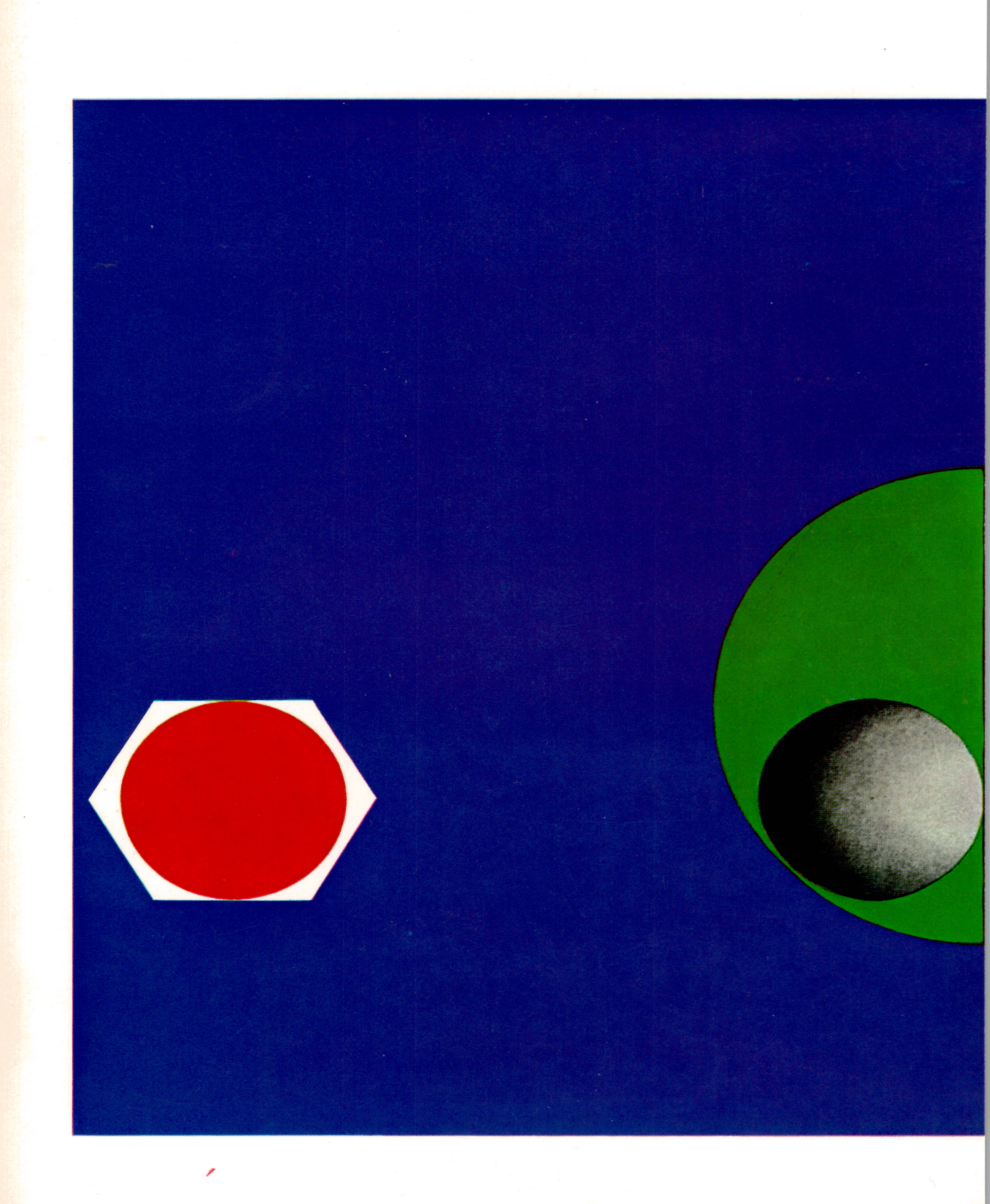
Eugen Sauter

kernreaktoren



Heft 2

Schriftenreihe des Deutschen Atomforums



Schriftenreihe des Deutschen Atomforums Heft 2

Kernreaktoren

Prof. Dr. Werner Kliefoth †

Neu bearbeitet und ergänzt
von Dr. Eugen Sauter

Herausgegeben vom

DEUTSCHEN ATOMFORUM e.V., BONN

5. überarbeitete und erweiterte Auflage 1973

Druck: C. F. Müller, Großdruckerei und Verlag GmbH, Karlsruhe
Umschlagentwurf: Prof. Rolf Lederbogen

Vorwort

Die günstigen Erfahrungen beim Betrieb der ersten Reaktoren und Kernkraftwerke in der Bundesrepublik Deutschland haben zu einem bedeutsamen Fortschritt in der friedlichen Nutzung der Kernenergie geführt. Die Betriebserfahrungen mit drei Demonstrations-Kernkraftwerken erbrachten den Nachweis der Wirtschaftlichkeit von Druck- und Siedewasserreaktoren. Die anschließend auf kommerzieller Basis gebauten derartigen Anlagen haben die in sie gesetzten Erwartungen zum Teil sogar übertroffen. Mit ihrem großen Entwicklungspotential werden Kernkraftwerke zukünftig einen wesentlichen Beitrag zur Sicherstellung unserer Energieversorgung leisten.

Mit dieser überarbeiteten und auf den neuesten Stand gebrachten Neuauflage des Heftes 2 seiner Schriftenreihe legt das Deutsche Atomforum der Öffentlichkeit eine Broschüre vor, die zunächst einen Einblick in die physikalischen Grundlagen der Energiegewinnung durch Kernspaltung gewährt. Sie informiert weiter über Forschungszentren und spezielle Einrichtungen, die wesentlich zum Fortschritt auf dem Gebiet der Kernenergie in der Bundesrepublik Deutschland beigetragen haben. Schließlich kann sich der Leser auch einen Überblick über den neuesten Stand der Entwicklung von Kernkraftwerken verschaffen. Dabei sind in der Darstellung insbesondere die Aspekte der Sicherheit gebührend berücksichtigt worden. Von besonderem Interesse dürften auch die Abschnitte über die laufenden Entwicklungen auf dem Gebiet der Hochtemperaturreaktoren und der Schnellen Brüter sein, denen in den nächsten Jahren eine große Bedeutung beigemessen wird.

Die Bundesrepublik Deutschland hatte in den vergangenen Jahren auf dem Kernenergiegebiet beachtliche Erfolge aufzuweisen. Der Anschluß an den Leistungsstand vergleichbarer Industrienationen ist nicht nur erreicht; es konnten darüber hinaus auch richtungsweisende Impulse für die Weiterentwicklung gegeben werden.

Möge auch die jetzt vorliegende Neuauflage eine starke Verbreitung innerhalb weiter Kreise der Bevölkerung finden und mit dazu beitragen, besonders auch bei der jungen Generation wachsendes Interesse für das Gebiet der Kerntechnik und die sich hier in der Zukunft stellenden großen Aufgaben zu wecken.

Bonn, im Juli 1973

Der Herausgeber

Inhaltsverzeichnis

TEIL I

Einführung in die Reaktorphysik und Reaktortechnik

1. Atomkern — Aufbau und Eigenschaften

Atomkern

Nach unserer heutigen Vorstellung ist das Atom[1] nicht unteilbar. Es besteht aus einem Kern, der von einer bestimmten Anzahl Elektronen („Hüllenelektronen") umkreist wird. Ein Atom im normalen Zustand ist ein elektrisch neutrales Gebilde. Die Elektronen der Hülle sind die Träger der negativen elektrischen Ladung, die von der positiven Ladung des Kerns neutralisiert wird. Das Atom hat einen Durchmesser von etwa 10^{-8} cm, das ist ein Zehnmillionstel Millimeter; man müßte zehn Millionen Atome aneinanderreihen, um eine Kette von 1 mm Länge zu erhalten. Der Atomkern, in dem fast die ganze Masse konzentriert ist, hat einen rund 10 000mal kleineren Durchmesser (10^{-12} cm). Der größte Teil des Atoms ist „leer". Die Masse eines Elektrons hat nur den 1840sten Teil der Masse des Atoms des leichtesten Elements, des Wasserstoffs[2].

Tabelle 1: Wichtige Bausteine der Atome

	Ladung (e: Elementarladung)	Masse
Proton (Wasserstoffkern)	+ e	$1{,}6723 \cdot 10^{-24}$ g
Neutron	0	$1{,}6746 \cdot 10^{-24}$ g
Elektron (β-Teilchen)	— e	$0{,}9107 \cdot 10^{-27}$ g

---

[1] atomos (griechisch) = unteilbar.

[2] Wäre es möglich, Atomkerne des Elements Blei völlig dicht, d. h. also ohne „Zwischenraum" in einen Würfel von 1 cm Kantenlänge zu packen, so hätte diese „Kernmasse" von 1 cm^3 Volumen ein Gewicht von $1{,}5 \cdot 10^{14}$ Gramm, das sind 150 Millionen Tonnen. Bei dichter Packung würde die Gesamtmasse der Erde von $6 \cdot 10^{21}$ Tonnen in einer Kugel mit einem Durchmesser von rund 420 m Platz haben!

Protonen und Neutronen

Die Atomkerne bestehen aus Protonen und Neutronen; beide sind nahezu gleich schwer (Tabelle 1). Das Proton ist Träger der positiven Elementarladung, die Neutronen sind ungeladene Teilchen.

Bei einem elektrisch neutralen Atom ist die Anzahl der negativ geladenen Elektronen und die der positiv geladenen Protonen gleich groß. Die Anzahl der Protonen im Atomkern eines Elements ist die Kernladungszahl, man nennt sie auch seine Ordnungszahl. Die Massenzahl eines Atoms ist durch die Summe der Nukleonen (Protonen und Neutronen) bestimmt.

Das normale Wasserstoffatom, das leichteste von allen Atomen der chemischen Elemente, hat die Massenzahl 1 und die Kernladungszahl 1; sein Kern besitzt also nur ein Proton und wird von einem Elektron umkreist. Das schwerste in der Natur vorkommende Atom ist das Uranatom mit der Massenzahl 238; es besitzt 92 Protonen und 146 Neutronen. Der Atomkern wird von 92 Elektronen umkreist.

Zur Bezeichnung der einzelnen Atomarten (Nuklide) wurden besondere Symbole eingeführt. Die Anzahl der Protonen schreibt man links unten, die Massenzahl links oben als Index an das chemische Symbol des Elements.

Beispiele: ${}^{1}_{1}H$, ${}^{238}_{92}U$

Auch die Schreibweisen H 1 und U 238 sind üblich.

Isotope

Isotope sind Atome, die im Kern die gleiche Protonenzahl Z, aber eine verschiedene Anzahl N Neutronen haben. Das Verhältnis der Neutronen- zur Protonenzahl liegt für die verschiedenen Nuklide innerhalb bestimmter Grenzen; der Zahlenwert ist im allgemeinen größer als eins und kleiner als zwei. Der Aufbau der Elektronenschalen von Isotopen eines Elements weist keine (wesentlichen) Unterschiede auf. Da für das chemische Verhalten eines Elements die äußeren Schalen der Elektronenhülle bestimmend sind, zeigen dessen Isotope gleiches chemisches Verhalten. Wegen ihrer gleichen Kernladungszahl nehmen Isotope im periodischen System der Elemente denselben Platz ein (daher ihr Name). Fast alle in der Natur vorkommenden Elemente bestehen aus einem Gemisch von mehreren Isotopen. Das Mischungsverhältnis der natürlichen Isotope eines Elements ist konstant. Auch Wasserstoff hat Isotope:

$${}^{1}_{1}H \qquad {}^{2}_{1}H \qquad {}^{3}_{1}H$$

Die Häufigkeit der verschiedenen Wasserstoffisotope ist aus Tabelle 2 zu ersehen. Das Isotop ${}^{3}_{1}H$ ist nicht stabil, es verwandelt sich unter Aussendung von Strahlung in ein Heliumisotop.

Zwei Deuteronen bilden mit Sauerstoff das schwere Wasser (D_2O), das zu 0,015 % im natürlichen Wasser vorkommt. Auf etwa 6500 Moleküle H_2O kommt ein D_2O-Molekül oder zwei Moleküle HDO.

Tabelle 2: Isotope des Wasserstoffs

	Symbol	Name des Kerns	Massenzahl	Kernladungszahl	Zahl der Neutronen	Vorkommen im natürlichen Wasserstoff	
Wasserstoff	${}^{1}_{1}H = H$	Proton (p)	1	1	0	99,985 %	stabil
Schwerer Wasserstoff (Deuterium)	${}^{2}_{1}H = D$	Deuteron (d)	2	1	1	0,015 %	stabil
Überschwerer Wasserstoff (Tritium)	${}^{3}_{1}H = T$	Triton (t)	3	1	2	$\approx 10^{-17}$ %	labil

In 1 t H_2O sind danach 150 g D_2O bzw. rund 300 g HDO enthalten. Auch das in der Natur vorkommende Uran tritt in drei Isotopen auf:

$${}^{234}_{92}U, \quad {}^{235}_{92}U, \quad {}^{238}_{92}U;$$

${}^{238}_{92}U$ ist mit 99,3 % und ${}^{235}_{92}U$ mit 0,7 % vertreten. Die Häufigkeit von ${}^{234}_{92}U$ ist noch wesentlich geringer. Sämtliche Uranisotope sind, wie das ${}^{3}_{1}H$, nicht stabil; sie sind radioaktiv (labil).

Radioaktivität

Atomkerne, die sich umwandeln und dabei Strahlung aussenden, nennt man radioaktiv. Nach Vorschlag von Becquerel, dem Entdecker dieser Erscheinung, bezeichnet man die verschiedenen dabei auftretenden Strahlen mit den Anfangsbuchstaben des griechischen Alphabets als Alpha-, Beta- und Gamma-Strahlen. α-Strahlen sind elektrisch geladene Teilchen, und zwar die Kerne von Helium (${}^{4}_{2}He$); ihnen fehlen die beiden Hüllenelektronen und damit zwei negative Elementarladungen. α-Teilchen sind daher doppelt positiv elektrisch geladen (+ 2 e). Die Masse eines α-Teilchens beträgt $6{,}634 \cdot 10^{-24}$ g. β-Strahlen sind Elektronen, also negativ elektrische Teilchen (Tabelle 1). Das β-Teilchen ist nicht als Teilchen im Atomkern vorhanden — dort gibt es nur Protonen und Neutronen; es entsteht im Augenblick eines hier nicht näher beschriebenen Umwandlungsprozesses eines Neutrons in ein Proton und ein Elektron (β-Teilchen) einer sogenannten β-Umwandlung. Die Aussendung des β-Teilchens, d. h. einer negativen Elementarladung aus dem Kern, ist gleichbedeutend mit der Erhöhung der positiven Kernladung um die Ladungseinheit. Es entsteht also beim β-Zerfall, wie auch beim α-Zerfall, ein anderes chemisches Element. Nach der Emission eines geladenen Teilchens aus einem Atomkern befindet sich dieser in der Regel in einem angeregten Zustand; er gibt die Anregungsenergie in Form von γ-Strahlung ab und geht dabei in den Grundzustand über.

Beispiele:

α-Zerfall $^{226}_{88}Ra \rightarrow ^{222}_{86}Rn + ^{4}_{2}He$ (α-Teilchen, 4,78 oder 4,60 MeV)[3]

β-Zerfall $^{3}_{1}H \rightarrow ^{3}_{2}He + ^{0}_{-1}e$ (β-Teilchen, maximale Energie 0,02 MeV)[3]

Halbwertzeit Die Zeit, in der die Hälfte einer radioaktiven Substanz zerfällt, nennt man ihre Halbwertzeit. Die Halbwertzeit ist eine für jeden radioaktiven Stoff charakteristische Größe. In Tabelle 3 sind für einige Radionuklide die Halbwertzeiten zusammengestellt.

Tabelle 3: Halbwertzeit einiger radioaktiver Substanzen

Nuklid	Benennung	Halbwertzeit
$^{3}_{1}H$	Tritium, Wasserstoff 3*	12,3 a
$^{40}_{19}K$	Kalium 40	$1{,}27 \cdot 10^{9}$ a
$^{218}_{84}Po$	Polonium 218, Radium A	3,05 min
$^{210}_{84}Po$	Polonium 210, Radium F	138 d
$^{222}_{86}Rn$	Radon 222	3,82 d
$^{226}_{88}Ra$	Radium 226	1600 a
$^{227}_{89}Ac$	Aktinium 227	21,8 a
$^{232}_{90}Th$	Thorium 232	$1{,}39 \cdot 10^{10}$ a
$^{238}_{92}U$	Uran 238	$4{,}51 \cdot 10^{9}$ a
$^{235}_{92}U$	Uran 235	$7{,}10 \cdot 10^{8}$ a

a von annus = Jahr   d von dies = Tag   min = Minute

* Tritium wird durch die kosmische Strahlung ständig erzeugt; die weiteren in der Tabelle enthaltenen Radionuklide gehören mit Ausnahme des K 40 Zerfallsketten an, deren Ausgangsnuklide in der Natur nicht nachgebildet werden.

Künstliche Radioaktivität Wenn ein stabiles Nuklid ein Neutron einfängt, wird das Nuklid häufig unter Aussendung von γ-Strahlen (Einfang-γ-Strahlung) radioaktiv. Derartige (n,γ)-Reaktionen spielen im Strahlenschutz der Reaktortechnik eine bedeutsame Rolle, da Bauteile eines Reaktors durch die Einwirkung von Neutronen radioaktiv werden. So entsteht z. B. aus ^{59}Co das radioaktive ^{60}Co. In der Tabelle 4 sind

[3] Die atomaren Energien mißt man in Elektronen-Volt (eV); ein Elektronenvolt ist die Energie, die ein Elektron beim Durchlaufen einer Spannung von einem Volt erlangt. 1 Million Elektronenvolt = 1 MeV = $1{,}6 \cdot 10^{-6}$erg; vergleichend sei vermerkt: 1 kWh = $3{,}6 \cdot 10^{-13}$erg und 1 MeV = $4{,}45 \cdot 10^{-20}$ kWh.

einige wichtige (n,γ)-Reaktionen zusammengestellt. In ähnlicher Weise können auch andere Teilchen Reaktionen auslösen oder bei der Reaktion aus dem Kern ausgestoßen werden. Man spricht dann z. B. von einer (n,p)-Reaktion, einer (α,n)-Reaktion usw.

Tabelle 4: Entstehung radioaktiver Stoffe durch Neutroneneinfang

Ausgangs-nuklid	Häufigkeit im Element %	Kernreaktion	Halbwertzeit des radio-aktiven Nuklids
$^{30}_{14}Si$	3,5	$^{30}_{14}Si$ (n,γ) $^{31}_{14}Si$	2,65 h
$^{55}_{25}Mn$	100	$^{55}_{25}Mn$ (n,γ) $^{56}_{25}Mn$	2,58 h
$^{58}_{26}Fe$	0,31	$^{58}_{26}Fe$ (n,γ) $^{59}_{26}Fe$	45,1 d
$^{59}_{27}Co$	100	$^{59}_{27}Co$ (n,γ) $^{60}_{27}Co$	5,3 a
$^{58}_{28}Ni$	67,76	$^{58}_{28}Ni$ (n,p) $^{58}_{27}Co$	71,3 d
$^{64}_{28}Ni$	1,16	$^{64}_{28}Ni$ (n,γ) $^{65}_{28}Ni$	2,6 h

Die Radioaktivität läßt erkennen, daß bei Radionukliden eine gewisse Zerfallswahrscheinlichkeit als Folge inneratomarer Vorgänge besteht. Auch die spontane Kernspaltung ist eine Folge derartiger Instabilitäten.

Spontane Kernspaltung

Die beim radioaktiven Zerfall emittierten Korpuskeln (α- und β-Teilchen) haben im Vergleich zum Atomkern geringe Masse. Ein Teil der Radionuklide mit großer Kernladungszahl (Uran und Transurane) zeigt auch spontane Kernspaltung. Dabei zerbricht der Atomkern meist in zwei Teile, die häufig hinsichtlich ihrer Masse nicht allzu sehr verschieden sind, und emittiert meist zwei oder drei Neutronen. Der radioaktive Zerfall ist viel häufiger als die spontane Spaltung. Z. B. entfallen bei ^{238}U $1{,}7 \cdot 10^6$ radioaktive Zerfälle, bei ^{235}U $2{,}6 \cdot 10^8$ radioaktive Zerfälle auf eine spontane Kernspaltung. In 1 kg U 238 zerfallen je Minute spontan 420 Atome, in 1 kg U 235 nur 18 Atome. Weder der radioaktive Zerfall noch die spontane Kernspaltung läßt sich z. B. durch die Einwirkung hoher oder tiefer Temperaturen, durch große Drücke oder durch chemische Reaktionen beeinflussen.

2. Energie der Atomkerne und Energiegewinnung durch Kernspaltung

Im Atomkern, z. B. im Urankern, in dem 92 positiv geladene, also sich gegenseitig abstoßende Protonen auf kleinstem Raum beisammen sind, müssen außerordentlich starke Kräfte vorhanden sein, die den Zusammenhalt des Kerns bewirken und verhindern,

daß die abstoßenden Kräfte der positiv geladenen Teilchen ihn auseinandertreiben. Die Anziehungskräfte zwischen den Bausteinen der Kerne, den Protonen und Neutronen — man faßt beide auch unter dem Namen Nukleonen (von nucleus = Kern) zusammen — heißen Kernkräfte oder auch Bindungskräfte. Sie unterscheiden sich völlig von elektrischen oder Massenanziehungskräften. Sie werden erst wirksam, wenn die Nukleonen sich einander auf äußerst geringe Entfernungen, die den Kernabmessungen entsprechen, genähert haben, also sich fast berühren (Abstand etwa ein Millionstel von einem Millionstel Millimeter: 10^{-12} mm). Diese Kräfte sind, verglichen mit den uns bekannten Kräften, unvorstellbar groß.

Kernkräfte

Massendefekt

Wie sind die im Vergleich zu chemischen Reaktionen großen Energien erklärbar, die beim radioaktiven Zerfall und bei der spontanen Kernspaltung auftreten? Ein auf den ersten Blick merkwürdiger Widerspruch zu dem altbekannten Gesetz der Chemie von der Erhaltung der Masse gibt einen ersten Hinweis. Es hat sich nämlich gezeigt, daß die Masse eines Atomkerns kleiner ist als die Summe der Massen der einzelnen Bausteine. So ist z. B. die Masse eines Heliumkerns (α-Teilchen) um rund $^3/_4$ % kleiner als die Summe der Massen der vier einzelnen Nukleonen. Eine Deutung dieses „Massendefekts“ gibt das Einsteinsche Gesetz von der Äquivalenz von Masse und Energie. Nach ihm ist die Energie mit der Masse durch folgende Gleichung verknüpft:

Einsteinsches Gesetz

$$E = mc^2$$

Darin sind m die Masse und c^2 das Quadrat der Lichtgeschwindigkeit. Der Verlust an Masse beim Zusammenbau eines Kerns aus Protonen und Neutronen muß nach dem Einsteinschen Gesetz ein Äquivalent finden in einer entsprechenden Menge an Energie; man nennt sie die Bindungsenergie. Diese wird frei, wenn die Teilchen zu einem Kern verschmelzen. Der bei der Bildung von Atomkernen aus einzelnen Nukleonen auftretende Massendefekt ist ein unmittelbares Maß für die Größe der Bindungsenergie der Atomkerne; je größer sie ist, desto stabiler ist der Atomkern. Umgekehrt muß die Bindungsenergie z. B. des Heliumkerns aufgebracht werden, wenn seine vier Bausteine wieder voneinander getrennt werden sollen.

Kernenergie durch Verschmelzung (Fusion)

Beim Aufbau eines Heliumkerns aus seinen vier Bausteinen, ihrer Verschmelzung (Fusion), wird eine Bindungsenergie von 28,3 MeV frei. Der Vorgang der Fusion gibt somit eine Möglichkeit zur Gewinnung von Kernenergie. Würde man 1 kg Helium aus Protonen und Neutronen zusammenfügen, so würde eine Energie von rund 200 Millionen kWh frei werden. Durch derartige Prozesse gewinnt die Sonne ihre Strahlungsenergie. Auf demselben Prinzip beruht die Energiegewinnung bei der Explosion einer Wasserstoffbombe.

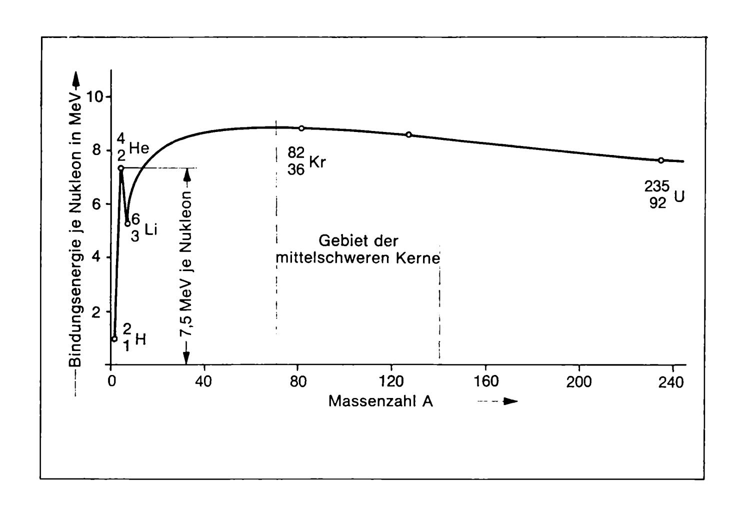


Abb. 1: Mittlere Bindungsenergie eines Nukleons im Kern in Abhängigkeit von der Massenzahl

An Bemühungen und Versuchen, die Fusionsenergie durch einen kontrollierten Ablauf der Verschmelzung auch friedlichen Zwecken nutzbar zu machen, sind Physiker und Ingenieure der ganzen Welt beteiligt, ohne allerdings bisher schon zu technisch auswertbaren Resultaten gekommen zu sein.

Bindungsenergie in Nukleon

Die nukleare Bindungsenergie je Nukleon in den verschiedenen Kernen erreicht für die mittelschweren und schweren Kerne Werte zwischen 7,5 und 8,5 MeV. Die bereits erwähnten Heliumkerne sind eine besonders fest gefügte Einheit aus Nukleonen, so daß sie von bestimmten radioaktiven Elementen als Ganzes — als Alpha-Teilchen — ausgesandt werden.

Kernenergie durch Spaltung

Verfolgt man die Größe der Bindungsenergie je Nukleon von den leichten bis zu den schweren Elementen, so zeigt sich (Abb. 1), daß sie bei den mittelschweren Kernen (etwa bei der Massenzahl 70) den größten Wert erreicht (rund 8,5 MeV). Die Zunahme der Bindungsenergie bei den leichten Kernen in Richtung auf die mittelschweren ist der Grund dafür, daß bei der Fusion von leichten Kernen (z. B. Wasserstoff zu Helium) Kernenergie im Überschuß entsteht, also frei wird. Der Verlauf der Kurve spricht aber auch für die grundsätzliche Möglichkeit der Energiegewinnung durch Spaltung von schweren Kernen, da die Bindungsenergie je Nukleon zu den schweren Elementen hin wieder abnimmt. Aus

Abb. 1 wird ersichtlich, daß die Bindungsenergie beim Uran um etwa 0,9 MeV je Nukleon kleiner ist als bei den mittelschweren Elementen. Wenn ein schwerer Urankern z. B. in zwei etwa gleich große mittelschwere Kerne gespalten wird, so muß Bindungsenergie frei werden und zwar im Mittel je Nukleon 0,9 MeV. Das bedeutet für Uran mit 235 Nukleonen einen Energiegewinn in der Größenordnung von 200 MeV je gespaltener Urankern. Somit ergibt sich aus der Spaltung von schweren Atomkernen die Möglichkeit der Gewinnung von Atomkernenergie. Bei chemischen Reaktionen ist die je Molekül erzeugte Reaktionsenergie wesentlich kleiner, sie liegt im eV-Bereich. Diese Tatsache erklärt sich daraus, daß die Bindungsenergie der Hüllenelektronen an den Kern äußerst gering ist im Vergleich zu der Bindungsenergie der Nukleonen des Atomkerns.

Die Energiefreisetzung durch Kernspaltung wurde im Jahre 1938 erschlossen durch Versuche, die Otto Hahn und sein Mitarbeiter Fritz Strassmann mit Uran anstellten und bei denen sie zum erstenmal die Spaltung von Urankernen nachweisen konnten.

Versuch von Otto Hahn

Der Vorgang der Uranspaltung soll genauer betrachtet werden. Bei den Versuchen von Otto Hahn spielten Urankerne des Uran-Isotops mit der Massenzahl 235 eine Rolle. $^{235}_{92}U$ ist aber nur zu 0,7 % im natürlichen Uran enthalten; die übrigen 99,3 % sind Uran 238. Bei Bestrahlung von Uran 235 mit langsamen oder, wie man auch sagt, „thermischen" Neutronen nimmt das Uranatom ein Neutron auf.

Thermische Neutronen

Thermische Neutronen besitzen eine Energie von etwa 0,025 eV; das entspricht einer Geschwindigkeit der einzelnen Teilchen in der Größenordnung von 2000 m/s, wie sie die Gasmoleküle durch die Wärmebewegung bei normaler Temperatur auch haben. Daher heißen sie „thermische" Neutronen.

Spaltvorgang

Durch die Aufnahme eines Neutrons in den U-235-Kern entsteht ein sogenannter „Zwischenkern" (Urankern mit der Massenzahl 236). Dabei wird die Bindungsenergie des Neutrons (6,4 MeV) frei, die größer ist als die zur Spaltung eines U-235-Kerns notwendige Energie (5,3 MeV). Die frei werdende Bindungsenergie kann also den Zwischenkern spalten; seine Lebensdauer beträgt nur 10^{-12} Sekunden. Der U-235-Kern zerfällt meist (wie vorstehend angenommen) in zwei mittelschwere Kerne; nur selten entsteht noch ein drittes leichtes Kernbruchstück. Die Kernbruchstücke sind elektrisch positiv geladen, stoßen sich daher im Augenblick des Entstehens ab und fliegen mit großer Geschwindigkeit auseinander. Bei der Bremsung der Kernbruchstücke in der umgebenden Materie wird die Bewegungsenergie in Wärme verwandelt. Außerdem werden je Spaltung im Mittel 2,46 Neutronen frei; ihre mittlere Energie beträgt 2 MeV (das entspricht einer Geschwindigkeit von rund 10 000 km/s). Ferner wird noch Energie als Gammastrahlung ausgesandt. 85 % der errechneten, bei der Spaltung von

U 235 frei werdenden Energie von 200 MeV entfallen jedoch auf die Kernbruchstücke.

Energie aus 1 kg U 235

Die Spaltung von 1 kg U 235 ist mit einer Energiefreisetzung von rund 20 Millionen kWh verbunden (das sind 17 Milliarden Kilokalorien). Zur Erzeugung dieser Energie wären z. B. 2400 Tonnen Kohle notwendig; 1 kg Kohle ergibt bei der Verbrennung eine Energie von rund 8 kWh (7000 kcal).

Bei U 238 ist eine Spaltung des Kerns durch ein Neutron nur dann möglich, wenn es die Energiedifferenz der zur Spaltung erforderlichen Energie (5,1 MeV) und der Bindungsenergie des Neutrons (4,8 MeV) in Form von zusätzlicher Bewegungsenergie mitbringt. U 238 kann also durch thermische Neutronen nicht gespalten werden.

Spaltbare Stoffe oder (Spaltstoffe)

In Tabelle 5 sind für einige schwere Nuklide die Energien, die zur Spaltung des Atomkerns erforderlich sind, und die Energiebeträge, die beim Einfang eines Neutrons frei werden, angegeben. Stoffe, die mit Neutronen spaltbar sind, heißen spaltbare Stoffe oder kurz Spaltstoffe.

Tabelle 5: Zur Spaltung eines Kerns erforderliche Energie und Bindungsenergie des Neutrons

Spaltstoff	Zur Spaltung erforderliche Energie in MeV	Bindungsenergie des eingefangenen Neutrons in MeV
Uran 235	5,3	6,4
Uran 238	5,1	4,8
Plutonium 239	5,0	6,6
Uran 233	5,2	6,6
Thorium 232	7,5	5,4

Die zur Spaltung eines Atomkerns notwendige Energie ist also von Nuklid zu Nuklid verschieden. Für die in Tabelle 5 aufgeführten schweren Atomkerne liegt diese Energie zwischen 5,0 MeV und 7,5 MeV, für leichtere Kerne mit der Massenzahl von etwa 200 jedoch bei 50 MeV.

Besondere spaltbare Stoffe

Nuklide, die durch thermische Neutronen spaltbar sind, heißen im Sinne des „Atomgesetzes“ besondere spaltbare Stoffe. Die wichtigsten dieser Stoffe sind Uran 235, Uran 233 und Plutonium 239.

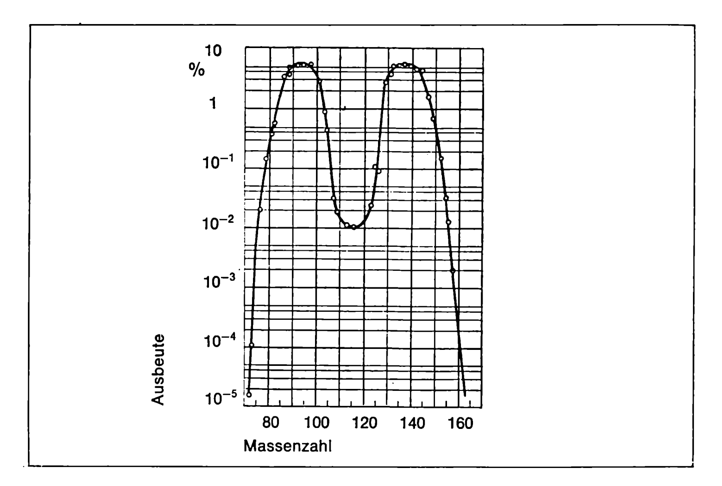


Abb. 2: Prozentuale Häufigkeit der Spaltprodukte von Uran 235 in Abhängigkeit von ihrer Massenzahl (Ausbeute in logarithmischem Maßstab)

Spaltprodukte Die bei der Kernspaltung auftretenden Nuklide werden Spaltprodukte genannt; es entsteht eine Vielzahl verschiedener Nuklide[4]. Wie aus Abb. 2 zu ersehen ist, sind die Spaltprodukte mit den Massenzahlen um 93 und 138 besonders häufig; es treten — abgesehen von den frei werdenden Neutronen — in der Regel zwei Kernbruchstücke auf. Eine Spaltung in drei Teile (ternäre Spaltung) ist verhältnismäßig selten. Die Kurve in Abb. 2 zeigt daher nahezu symmetrischen Verlauf. Eine Spaltung in zwei Bruchstücke gleicher oder fast gleicher Masse ist relativ selten.

In der Formelsprache der Physik kann sich die Spaltung eines U-235-Kerns z. B. entsprechend folgender Gleichung vollziehen:

$$^{235}_{92}U + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{236}_{92}U \rightarrow ^{89}_{36}Kr + ^{144}_{56}Ba + 3\ ^{1}_{0}n + 200\,MeV$$

Die Spaltprodukte sind meist radioaktiv und bilden häufig wegen ihres Neutronenüberschusses Zerfallsreihen. Diese Reihen bestehen im Mittel aus vier Gliedern (Nukliden, die durch β-Umwandlungen in stabile Kerne übergehen). Dabei entstehen angeregte Kerne, die ihre Energie in Form von γ-Strahlung abgeben. Einzel-

---

[4] Spaltprodukte sind zu unterscheiden vom spaltbaren Material (auch Spaltstoff genannt), also z. B. vom Uran 235, das gespalten wird. Bei der Spaltung des Spaltstoffes Uran entstehen Spaltprodukte wie Strontium 90, Xenon 133, Krypton 85, Jod 131 usw.

ne der entstehenden Spaltprodukte haben einen außerordentlich großen Wirkungsquerschnitt (siehe „Wirkungsquerschnitt") für die Absorption von Neutronen; ein starkes „Neutronengift" ist z. B. Xenon 135 mit einem Einfangquerschnitt von 3 500 000 Barn (abgekürzte Schreibweise b, siehe „Wirkungsquerschnitt").

U-238-Kerne können, wie erwähnt, von Neutronen geringer Bewegungsenergie nicht gespalten werden; sie sind aber in der Lage, solche Neutronen einzufangen und sie in den Kernverband einzubauen. Es entsteht dann das Uranisotop 239, das unter Aussendung eines β-Teilchens in ein neues Element, in das Transuran Neptunium mit der Massenzahl 239 und der Kernladungszahl 93 übergeht. Sein Kern ist radioaktiv und sendet beim Zerfall ein β-Teilchen aus. Es entsteht Plutonium mit der Massenzahl 239 und der Kernladungszahl 94, also mit dem Symbol $^{239}_{94}Pu$. Es ist wie Uran 235 mit thermischen Neutronen spaltbar (Tabelle 5) und ebenfalls radioaktiv. Die Bildung von Plutonium läßt sich durch folgendes Reaktionsschema darstellen, wenn man dem β-Teilchen das Symbol $_{-1}^{0}e$ gibt (seine Masse ist praktisch vernachlässigbar):

Aus Uran 238 wird Plutonium 239

$$^{238}_{92}U + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{239}_{92}U \xrightarrow[23\ min]{} {}_{-1}^{0}e + ^{239}_{93}Np \xrightarrow[2,3\ d]{} {}_{-1}^{0}e + ^{239}_{94}Pu$$

Diesen Vorgang bezeichnet man mit einer etwas summarischen Ausdrucksweise Brüten (breeding). Auf ihm beruht der sogenannte Brutreaktor.

Kernbrennstoff

Kernbrennstoff ist ein in einer geeigneten Einrichtung, die Reaktor genannt wird (siehe „Reaktor"), eingesetzter „Brennstoff", aus dem in einer sich selbst tragenden Kettenreaktion (siehe „Kettenreaktion") durch Kernspaltung Wärmeenergie erzeugt wird. Kernbrennstoffe bestehen aus mit thermischen Neutronen spaltbaren Spaltstoffen und Brutstoffen.

Brutstoffe

Brutstoffe sind die nicht mit thermischen Neutronen spaltbaren Nuklide (eines Kernbrennstoffs), die durch Neutroneneinfang in einem Reaktor (siehe „Reaktor") zu besonderen (mit thermischen Neutronen spaltbaren) spaltbaren Stoffen umgewandelt werden können. Die wichtigsten Brutstoffe sind Thorium 232 und Uran 238.

Natururan

Das in der Natur vorkommende Uran (Natururan) enthält 99,3 % Uran 238 und 0,7 % Uran 235. Der Betrieb von Reaktoren mit Natururan ist nur unter besonderen Anforderungen an den Moderator (siehe „Moderator") möglich. Daher wird in Reaktoren meistens angereichertes Uran als Kernbrennstoff verwendet, das mehr als 0,7 % Uran 235 enthält. Da sich die beiden Uranisotope nur durch die Massenzahl, nicht aber im chemischen Verhalten unterscheiden, kann ein solcher Anreicherungsprozeß nicht mit chemischen, sondern nur mit physikalischen Methoden vorgenommen werden, z. B. mittels Diffusion durch eine poröse Wand, mit einer Ultrazentrifuge oder mit dem Trenndüsenverfahren.

Angereichertes Uran

Alle Verfahren zur Anreicherung des Uran 235 gehen von dem gasförmigen Uranhexafluorid (UF_6) aus, dessen Massenzahl, je nachdem, ob das Molekül Uran 235 oder Uran 238 enthält, 349 oder 352 beträgt.

Diffusionsverfahren

Beim Diffusionsverfahren strömt Uranhexafluorid unter Druck durch Kammern mit einem Diaphragma. In dem jenseits des Diaphragmas auftretenden Gas ist die leichte Komponente des Uranhexafluorids geringfügig angereichert. Um auf einen Gehalt von 4 % Uran 235 zu kommen, sind mehr als tausend solcher Diffusionsstufen erforderlich.

Zentrifuge

In einer Zentrifuge reichern sich die schweren Moleküle eines Gases in der Nähe des Rotormantels an, während sich die weniger schweren Moleküle im Raum der Achsennähe ansammeln. Da zumindest theoretisch die Anzahl der Trennarbeitseinheiten (TAE, diese stellen ein Maß für den zur Erzeugung von angereichertem Uran zu leistenden Aufwand dar, und zwar unabhängig vom jeweiligen gewünschten Anreicherungsgrad) je Zeiteinheit mit der 4. Potenz der Umfanggeschwindigkeit des Rotormantels ansteigt, geht man zu sehr hohen Umdrehungszahlen über. Obwohl der Trenneffekt einer Zentrifuge größer ist als der einer Diffusionszelle, müssen zur Anreicherung auf etwa 4 % Uran 235 immerhin nahezu 100 Stufen eingesetzt werden. Der Bedarf an elektrischer Energie beträgt nur $^1/_{10}$ von dem des Diffusionsverfahrens.

Trenndüsenverfahren

Beim Trenndüsenverfahren wird Uranhexafluorid aus einer schlitzförmigen Düse unter hohem Druck in eine im Querschnitt kreisbogenförmige Rinne geblasen, so daß der Gasstrahl der Krümmung folgend abgelenkt wird. Die schweren Moleküle werden mehr als die leichten zur Rinne hin abgelenkt. Ein hinter der Rinne angeordnetes Abschälmesser trennt den Gasstrom in eine leichte und schwere Komponente auf. Auch bei diesem Verfahren ist der Trenneffekt gering; er liegt zwischen dem des Diffusionsverfahrens und dem der Zentrifuge. Bei dem Trenndüsenverfahren sind die Investitionskosten zwar gering, der Bedarf an elektrischer Energie ist aber beim augenblicklichen Stand der Entwicklung noch größer als beim Diffusionsverfahren. Die praktische Anwendung der Trenndüsenmethode erfolgt mit einer Mischung von etwa 5 Mol% Uranhexafluorid und 95 Mol% Helium. Die Beimischung von Helium führt wegen der größeren Strömungsgeschwindigkeit zu einer wesentlichen Verbesserung des Trenneffekts.

Bei allen heute in Betrieb befindlichen Anlagen zur technischen Gewinnung von angereichertem Uran wird das Diffusionsverfahren angewandt. Derartige Anlagen gibt es in den USA und der Sowjetunion sowie eine kleinere in Großbritannien; Frankreich hat eine Isotopentrennanlage in Pierrelatte im Rhonetal gebaut, die 1967 voll in Betrieb genommen wurde. Die Bundesrepublik Deutschland errichtet zusammen mit Holland eine Großversuchsanlage, die nach der Methode des Zentrifugenverfahrens arbeitet.

3. Kettenreaktion bei der Uranspaltung und ihre Nutzung im Reaktor

Bei der Spaltung von Urankernen werden, wie erwähnt, im Mittel 2,46 Neutronen frei. Für die folgende Betrachtung sei der Einfachheit wegen angenommen, daß je Spaltung drei Neutronen aus dem spaltenden Kern austreten. Sofern diese Neutronen wieder auf Urankerne treffen, können diese ebenfalls gespalten werden. Danach stehen drei mal drei, also neun Neutronen für weitere Spaltungen zur Verfügung. In der 3. Generation entstehen 3 x 9 Neutronen, die auch wieder weitere Urankerne spalten können (Abb. 3). Da die Spaltungsdauer weniger als eine Milliardstel Sekunde beträgt, muß es möglich sein, innerhalb kürzester Zeit eine sehr große Energie freizusetzen. Ein derartiger Vorgang ist bei der Atombombe angestrebt, bei der Maßnahmen getroffen sind, den Spaltstoff (z. B. fast reines Uran 235) möglichst lange zusammenzuhalten, bevor er infolge der plötzlich auftretenden sehr großen Wärmeenergie auseinanderfliegt.

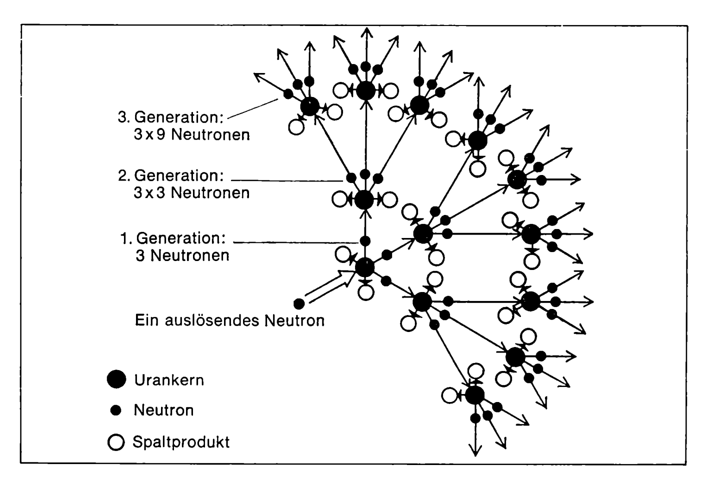


Abb. 3: Beispiel für eine Kettenreaktion (schematisch)

Vermehrungsfaktor

Wenn ein spaltender Urankern im Mittel immer wieder nur zu einer weiteren Spaltung führt, ist die erzeugte Wärmeleistung konstant; der Vermehrungsfaktor ist Eins. Allgemein ist der Vermehrungsfaktor k der Quotient aus der Anzahl der Neutronen in der betrachteten Generation und der Anzahl der Neutronen in der vorhergehenden Generation. Ist der Vermehrungsfaktor $k > 1$, so nimmt die Spaltrate zu; ist $k < 1$, so wird die Spaltrate kleiner und wird schließlich Null. Wird durch die Spaltung eines Atomkerns im Mit-

Kettenreaktion tel wieder mindestens eine Spaltung ausgelöst, so spricht man von einer Kettenreaktion.

Da Neutronen keine elektrische Ladung besitzen, werden sie beim Durchdringen von Materie durch die Kernladungen der Atome nicht beeinflußt und erleiden somit auf ihrem Weg durch die Materie wenig Störungen. Neutronen haben daher ein beträchtliches Durchdringungsvermögen. Ein Teil der bei der Spaltung entstehenden, sehr energiereichen, d. h. sehr schnellen Neutronen kann also aus der Oberfläche einer (kompakten) Uranmasse entweichen und ist für die Auslösung weiterer Spaltprozesse verloren. Der relative Verlust an Neutronen durch die Oberfläche ist um so kleiner, je größer die Masse des Urans ist, weil mit zunehmendem Radius das Volumen eines Körpers schneller wächst als seine Oberfläche[5]. Für das Zustandekommen einer Kettenreaktion ist deshalb wesentliche Voraussetzung, daß die Uranmasse nicht zu klein ist. Unterhalb einer bestimmten Uranmenge kann eine Kettenreaktion nicht zustande kommen, weil der Verlust an Neutronen durch Entweichen aus der Oberfläche zu groß ist. Die Mindestmasse Kernbrennstoff, bei der eine Kettenreaktion möglich ist, heißt „kritische Masse". Der Radius einer Kugel aus reinem Uran 235 mit der kritischen Masse ist 8,4 cm; ihre Masse beträgt rund 50 kg. Die kritische Masse kann man durch verschiedene Kunstgriffe erheblich verkleinern, z. B. dadurch, daß man sie mit einem Reflektor umgibt. Ein Reflektor besteht aus einem Stoff, durch den ein Teil der austretenden Neutronen durch Stoß wieder in das Uran zurückgeworfen (reflektiert) wird (siehe „Neutronenreflektor"). Solange die Masse kleiner ist als seine kritische Masse, ist ein bestimmter Kernbrennstoff harmlos, d. h. eine Kettenreaktion kann nicht auftreten. Wird jedoch die kritische Masse überschritten, so wird die Kettenreaktion momentan einsetzen, denn das dafür notwendige „erste" Neutron ist immer vorhanden. Freie Neutronen entstehen nämlich nicht nur durch die spontane Spaltung des Urans, sondern auch durch die Wechselwirkung der hochenergetischen kosmischen Strahlung mit Atomkernen der Atmosphäre. Eine Detonation kann jedoch beim zufälligen Zustandekommen einer überkritischen Masse Kernbrennstoff nicht auftreten, da infolge der Wärmeenergie, die beim Einsetzen der Kettenreaktion frei wird, der Kernbrennstoff auseinanderfliegen und die Kettenreaktion abbrechen wird. Es ist lediglich mit einer Art Verpuffung zu rechnen.

Kritische Masse

Für das in der Natur vorkommende Uran (Natururan) gibt es keine kritische Masse. Natururan kann also in beliebig großen Mengen gestapelt werden, ohne daß die Gefahr einer Kettenreak-

[5] Zahlenbeispiel: Eine Kugel von 5 cm Radius hat ein Volumen von 524 cm^3 und eine Oberfläche von 314 cm^2; eine Kugel vom doppelten Radius, also von 10 cm, hat ein Volumen von 4189 cm^3, aber eine Oberfläche von nur 1257 cm^2.

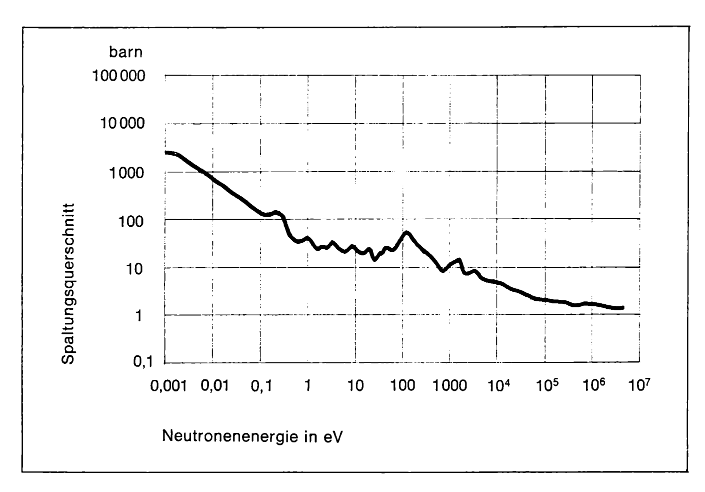


Abb. 4: Vereinfachter Verlauf des Spaltquerschnittes von Uran 235 in Abhängigkeit von der Neutronenenergie im logarithmischen Maßstab

tion besteht. Bei Natururan werden nämlich die durch vereinzelte spontane Kernspaltungen frei werdenden Neutronen zum Teil vom Uran 238 eingefangen, ohne daß dabei eine nennenswerte Anzahl Kernspaltungen auftritt (siehe „Resonanzeinfang“ und „Transurane“). Natururan (ohne Moderator) kann auch dann nicht kritisch werden, wenn es von einem Reflektor umgeben wird.

Wirkungsquerschnitt

Das Auftreten eines Kernprozesses infolge der Einwirkung von Neutronen, Protonen oder γ-Quanten auf Atomkerne eines bestimmten Nuklids ist davon abhängig, ob ein Teilchen oder ein γ-Quant in den Wirkungsbereich eines solchen Atoms gelangt. Man kann sich für jeden Kernprozeß diesen Wirkungsbereich als kleine „Zielscheibe“ vorstellen; sie wird der Wirkungsquerschnitt eines bestimmten Nuklids für die Wechselwirkung eines bestimmten Teilchens oder γ-Quants genannt. Nur wenn diese gedachte Fläche getroffen wird, kommt es zu einer Kernreaktion. Der Wirkungsquerschnitt ist ein Maß für die Wahrscheinlichkeit, daß unter den gegebenen Voraussetzungen ein bestimmter Kernprozeß eintritt. Der Wirkungsquerschnitt wird in cm^2 gemessen; eine viel benutzte Einheit ist das Barn (b)[6]. Ein Barn stellt eine Fläche von 10^{-24} cm^2 dar. Die Wirkungsquerschnitte sind von der Energie der Teilchen oder γ-Quanten abhängig und können z. B. für Neutronen Werte von Bruchteilen von Barn bis mehr als einer Million b

[6] barn (englisch) bedeutet Tor, Scheunentor

($>10^{-18}$ cm²) annehmen. Ein so großer Wert besagt, daß ein Neutron, das in einer gewissen Entfernung an einem Atomkern (Querschnittsfläche $\approx 10^{-26}$ cm²) vorbeifliegt, von ihm eingefangen werden und in Wechselwirkung mit ihm treten kann.

Als Beispiel ist in Abb. 4 der Wirkungsquerschnitt des Uran 235 für Kernspaltung (Spaltquerschnitt) in Abhängigkeit von der Neutronenenergie dargestellt.

Aus der Abbildung ist ersichtlich, daß der Spaltquerschnitt für energiearme Neutronen wesentlich größer ist als für Neutronen großer Energie, wie sie im allgemeinen bei der Kernspaltung auftreten. Beim Entwurf einer Einrichtung zur Energiegewinnung durch Urankern-Spaltung wird man wegen des relativ großen Spaltquerschnitts thermischer Neutronen (0,025 eV) versuchen, die Energie der bei der Spaltung auftretenden Neutronen (im Mittel etwa 2 MeV) zu reduzieren; die Neutronen müssen abgebremst werden. Die Abbremsung kann durch elastische oder unelastische Stöße an Atomkernen erfolgen. Man spricht in diesem Fall auch von einer elastischen bzw. unelastischen Streuung der Neutronen, da diese beim Stoß ihre Flugrichtung ändern.

Elastische Streuung

Die Streuung eines Neutrons erfolgt elastisch, wenn der Stoß des Neutrons entsprechend den klassischen Stoßgesetzen erfolgt. Bei einem solchen Stoß bleibt die Gesamtenergie des Systems und der Gesamtimpuls der Stoßpartner erhalten. Ist die Masse des gestoßenen Atomkerns wesentlich größer als die des Neutrons, so wird es bei der elastischen Streuung mit nahezu der ursprünglichen Geschwindigkeit gestreut. Je leichter der gestoßene Atomkern ist, um so mehr Energie verliert ein Neutron im Mittel bei einem Stoß. Bei einem zentralen Stoß mit einem ruhenden Wasserstoffkern wird es sogar seine ganze Bewegungsenergie auf das Proton übertragen.

Unelastische Streuung

Wenn nach dem Eindringen eines Neutrons in einen Atomkern wieder ein Neutron emittiert wird und ein angeregter Kern zurückbleibt, so spricht man von einer unelastischen Streuung des Neutrons. Dieser Prozeß kann nur stattfinden, wenn die auf den Kern übertragene Energie größer oder gleich dem ersten (niedrigsten) Anregungspotential des Atomkerns ist. Bei leichten Kernen liegen die Anregungspotentiale verhältnismäßig hoch (über 4 MeV), bei schweren relativ niedrig. Die bei der Kernspaltung auftretenden Neutronenenergien sind meist kleiner als die Energieniveaus der leichten Kerne, so daß unelastische Streuung vorzugsweise an schweren Atomkernen (z. B. Uran, Eisen) auftritt. Die so angeregten Kerne geben die aufgenommene Energie sofort als γ-Strahlung wieder ab. Die Energie des Neutrons, das den Atomkern verläßt, ist energieärmer, da es Anregungsenergie und Impuls auf den Atomkern übertragen hat.

Wegen der Eigenschaft des U 238, Neutronen von bestimmten Energien (Geschwindigkeiten) im Bereich zwischen 5 und 100 eV

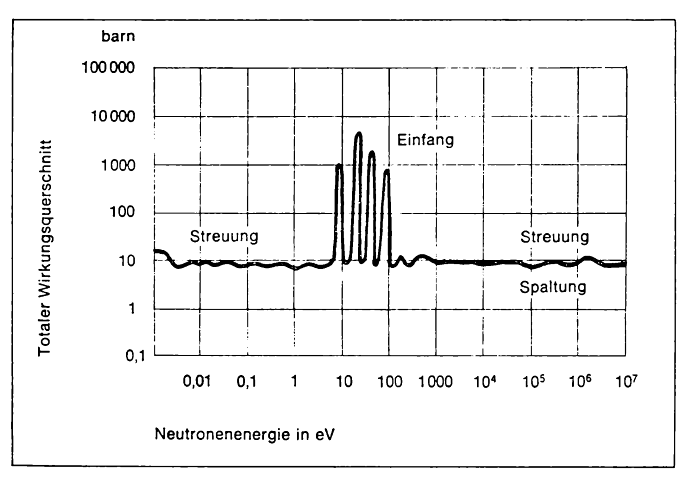


Abb. 5: Schematischer Verlauf des totalen Wirkungsquerschnittes von Uran 238 in Abhängigkeit von der Neutronenenergie (Resonanzeinfang im Bereich von 10 bis 100 eV)

mit großer Wahrscheinlichkeit (großem Wirkungsquerschnitt) einzufangen (Resonanzeinfang, siehe Abb. 5), kommt es darauf an, die Neutronen in wenigen Stößen abzubremsen. Nur so ist es möglich, daß die schnellen Neutronen zu thermischen werden, ohne den Energiebereich der Resonanzstellen des Uran 238 zu durchlaufen.

Resonanzeinfang

Unter dem totalen Wirkungsquerschnitt des Uran 238 für die Wechselwirkung mit Neutronen versteht man die Summe der Wirkungsquerschnitte für Einfang, Streuung und Spaltung.

Totaler Wirkungsquerschnitt

Stoffe, die schnelle Neutronen in möglichst wenigen elastischen Zusammenstößen abbremsen, bevor sie von Uran-238-Kernen eingefangen werden, heißen Moderatoren (Bremsmittel). Ein guter Moderator muß folgende Eigenschaften haben: er darf selbst praktisch keine oder nur sehr wenige Neutronen einfangen; er muß ein geringes Atomgewicht haben, um durch wenige elastische Zusammenstöße mit den Neutronen ihre Energie sehr schnell unter den Resonanzbereich von Uran 238 zu ermäßigen. Dazu eignen sich schweres Wasser, gewöhnliches Wasser, Graphit und Beryllium. Die Wasserstoffkerne (Protonen) haben allerdings einen relativ großen Einfangwirkungsquerschnitt für Neutronen; es bildet sich schwerer Wasserstoff ^2H (D). Wegen seiner Neutronenabsorption ist Wasserstoff ^1H weniger gut als Moderator brauchbar. Gewöhnliches Wasser (H_2O) kann nur dann als Moderator verwendet

Moderator

werden, wenn als Kernbrennstoff hinreichend mit Uran 235 angereichertes Uran verwendet wird. Schweres Wasser (D_2O) hat einen sehr kleinen Einfangwirkungsquerschnitt für Neutronen und ist daher ein guter (aber teuerer) Moderator. Kohlenstoff in Form von Graphit findet vielfach Verwendung; ihm kommen allerdings nicht so günstige Eigenschaften zu wie sie schweres Wasser aufweist. Graphit ist aber preisgünstiger als schweres Wasser. Voraussetzung für die praktische Verwendung von Graphit als Moderator ist die weitgehende Reinheit des Materials.

Tabelle 6 gibt für verschiedene Stoffe die Anzahl der Zusammenstöße an, die ein Spaltungsneutron erfahren muß, um seine Energie von 1,75 MeV auf die thermische Energie von 0,025 eV herabzumindern. Ferner sind in Tabelle 6 die Einfangwirkungsquerschnitte für thermische Neutronen angegeben; die Tabelle zeigt ferner die hervorragende Eignung des schweren Wassers als Bremsmittel, die Brauchbarkeit von Graphit und die Nachteile bei Verwendung von gewöhnlichem Wasser (H_2O).

Tabelle 6: Verschiedene Moderatoren; als Vergleich die Angaben für Uran 238

	Wasserstoff $^{1}_{1}H$	Schwerer Wasserstoff $^{2}_{1}H$ (D)	Beryllium $^{9}_{3}Be$	Kohlenstoff (Graphit) $^{12}_{6}C$	Uran $^{238}_{92}U$
Zahl der Zusammenstöße zur Energieverminderung von 1,75 MeV auf 0,025 eV	18	25	86	114	2172
Einfangquerschnitt für thermische Neutronen (in barn)	0,325	0,0005	0,0085	0,005	2,8

Homogene Mischung

Man kann Kernbrennstoff, z. B. Natururan, mit einem Moderator homogen vermischen. Es zeigt sich, daß bei Veränderung des Mischungsverhältnisses, ausgehend von niedrigem Kernbrennstoffgehalt zu immer größeren Werten, der Vermehrungsfaktor k zunächst ansteigt (übermoderiertes Gemisch), einen Größtwert erreicht und dann wieder abnimmt (untermoderiertes Gemisch). Es

gibt also ein bestimmtes Verhältnis, für das der Vermehrungsfaktor k der Neutronen einen maximalen Wert aufweist. In Tabelle 7 sind für die günstigsten homogenen Mischungen von Natururan mit verschiedenen Moderatoren die Maximalwerte von k, die erreichbar sind, angegeben. Daraus ist zu entnehmen, daß in einem Natururan-Moderatorgemisch eine Kettenreaktion nur dann möglich ist, wenn schweres Wasser als Moderator verwendet wird; bei homogener Mischung des Natururans mit Graphit ist eine Kettenreaktion nicht möglich.

Tabelle 7: Maximaler Wert für den Vermehrungsfaktor k bei optimalen homogenen Mischungen von Natururan und Moderator

Moderator	k
Wasser (H_2O)	0,62
Beryllium (Be)	0,66
Graphit (C)	0,84
Schweres Wasser (D_2O)	1,33

Reaktor

Eine technische Einrichtung, in der die Spaltung von Atomkernen unter Freisetzung von Energie durch Neutroneneinfang als eine sich selbst tragende Kettenreaktion erfolgt, heißt Kernreaktor oder kurz Reaktor. Für seine sichere Inbetriebsetzung ist in der Regel eine Neutronenquelle erforderlich. Man unterscheidet zwischen thermischen und schnellen Reaktoren. Bei thermischen Reaktoren werden die bei der Kernspaltung entstehenden schnellen Neutronen abgebremst; die Energieerzeugung erfolgt im wesentlichen durch die Spaltung der Uran-235-Kerne mit thermischen Neutronen. Thermische Reaktoren nutzen nur einen sehr geringen Anteil des in den Brennelementen enthaltenen Uran 238 als Spalt- und Brutstoff. In schnellen Reaktoren dagegen wird ein verhältnismäßig großer Teil des Uran 238

Thermischer Reaktor

Schneller Reaktor

- durch schnelle Neutronen gespalten,
- gebrütet; das entstehende Plutonium 239 ist auch durch langsame Neutronen spaltbar.

Homogener Reaktor

Homogen nennt man einen Reaktor, wenn dessen Kernbrennstoff homogen im Moderator verteilt ist. Homogene Reaktoren wurden bisher nur als Forschungsreaktoren verwendet.

Heterogener Reaktor

Der Einfluß des schädlichen Resonanzeinfangs von Uran 238 verringert sich, wenn das Uran im Moderator heterogen verteilt, d. h.

in Form von Stäben, Platten oder gitterförmig im Moderator angeordnet ist. Eine solche Einrichtung heißt heterogener Reaktor. Während bei homogener Vermischung von Natururan mit Kohlenstoff (Graphit) eine Kettenreaktion nicht zu erzielen ist, kann bei heterogener Anordnung des Natururans mit Graphit als Moderator eine Kettenreaktion in Gang kommen und aufrecht erhalten werden. Der erste Reaktor, der gebaut wurde, war ein solcher graphitmoderierter Reaktor mit Natururan als Kernbrennstoff (E. Fermi, Chicago, 1942). Sein Vermehrungsfaktor lag nur wenig über Eins. In heterogenen Reaktoren wird der Kernbrennstoff in geeigneter Form in sogenannten Brennelementen (siehe „Brennelemente") zum Reaktorkern (englisch: core) zusammengefaßt.

Reaktorkern (core)

Ein graphitmoderierter Reaktor ist erheblich größer als ein Reaktor, der mit schwerem Wasser moderiert ist. Für einen mit Graphit moderierten Reaktor braucht man mindestens etwa 30 Tonnen Natururan, damit er kritisch wird (d. h. eine Kettenreaktion in Gang kommt), während man bei einem mit Schwerwasser moderierten Reaktor bereits mit etwa 3 Tonnen Natururan auskommt; bei Verwendung von mit Uran 235 angereichertem Kernbrennstoff können für einen Reaktor schon einige Kilogramm Kernbrennstoff genügen. Reaktoren großer Leistung, wie sie z. B. in Kernkraftwerken in Betrieb sind, bedürfen allerdings erheblich größerer Mengen Kernbrennstoff.

Brennelement

In einem heterogenen Reaktor ist der Kernbrennstoff (häufig Urandioxid) in Form von Brennelementen enthalten. Ein Brennelement ist z. B. aus einer mehr oder weniger großen Anzahl parallel angeordneter Brennstäbe zusammengesetzt; diese bestehen aus an beiden Enden gasdicht verschweißten Metallhülsen[7] (meist aus Stahl- oder Zircaloy), die den Kernbrennstoff enthalten. Der Kernbrennstoff kann pulverförmig in die Stabrohre eingefüllt sein. In der Regel werden jedoch zylinderförmige Körper (Durchmesser etwa 8 bis 12 mm, Höhe etwa 10 mm) verwendet, die eng an die Rohrwand anliegen, um für die bei der Kernspaltung auftretende Wärme einen guten Wärmeübergang an die Rohrwand zu erreichen. Die Brennstäbe der Brennelemente werden vom Kühlmittel umspült, das zugleich die Moderatorflüssigkeit sein kann. Die bei der Kernspaltung entstehenden Spaltprodukte verbleiben zu einem sehr großen Teil im Kernbrennstoff. Lediglich die gasförmigen Spaltprodukte sammeln sich in den an den Stabenden vorgesehenen Hohlräumen. Sollten beim Betrieb eines Reaktors Brennstäbe undicht werden, so gelangen vor allem diese gasförmigen Spaltprodukte in das Kühlmittel. Bei größeren Reaktoranlagen sind daher Einrichtungen (Entgaser und Ionenaustauscher) vorgesehen, die im Bedarfsfall das Kühlmittel von den Spaltprodukten befreien.

---

[7] Im Englischen „canning" genannt

Eine Möglichkeit zur Verbesserung der Neutronenbilanz eines Reaktors bietet die Verwendung eines Neutronenreflektors, etwa aus Graphit, schwerem Wasser oder Beryllium. Er hat die Aufgabe, einen Teil der Neutronen, die aus der Oberfläche des Reaktorkerns austreten, zurückzuwerfen. Derartige Reflektoren ermöglichen, die kritische Masse erheblich herabzusetzen und sind häufig die Voraussetzung für das Kritischwerden der Natururanreaktoren.

Neutronenreflektor

Die Neutronenflußdichte an irgend einer Stelle eines Reaktors ist die Anzahl Neutronen, die dort in eine gedachte Kugel mit einer Querschnittsfläche von 1 cm^2 in 1 s in sie eindringen oder aus ihr austreten.

Neutronenflußdichte

Bei konstanter Leistung eines in Betrieb befindlichen Reaktors ist der Vermehrungsfaktor $k = 1$; seine Reaktivität beträgt dann $\varrho = (k-1) / k = 0$. Für den praktischen Betrieb muß ein Reaktor über eine Überschußreaktivität verfügen, da der Vermehrungsfaktor k z. B. durch den Abbrand des Kernbrennstoffs und durch die Neutronenabsorption der auftretenden Spaltprodukte und bei vielen Leistungsreaktoren durch den Temperaturanstieg bei der Inbetriebnahme des Reaktors von selbst kleiner wird und der Reaktor somit ausgehen würde. Die durch die Überschußreaktivität zu viel produzierten Neutronen werden, um die Leistung konstant zu halten, z. B. von Steuerstäben absorbiert. Diese bestehen aus einem Neutronen sehr gut absorbierenden Material (z. B. Cadmium oder Bor) und sind ein wesentlicher Bestandteil der Regeleinrichtung. Mit zunehmender Betriebszeit werden die Steuerstäbe entsprechend der Abnahme der Überschußreaktivität durch Abbrand und Vergiftung durch Spaltprodukte mehr und mehr aus dem Reaktor herausgezogen. Wenn sie ganz ausgefahren sind, kommt ihnen kein Reaktivitätsäquivalent mehr zu. Werden beim kritischen Reaktor die Steuerstäbe tiefer in den Reaktorkern eingefahren, so erlischt die Kettenreaktion. Im Falle von Störungen, die sich z. B. in einem raschen Anstieg der Reaktorleistung oder Grenzwertüberschreitung der Neutronenflußdichte auswirken können, erfolgt selbsttätig die Auslösung einer Schnellabschaltung, bevor am Reaktor irgendwelche Schäden auftreten.

Reaktivität

Überschußreaktivität

Regeleinrichtung

Die Möglichkeit, im Vergleich zu den sehr schnell ablaufenden Kernspaltungsvorgängen langsam arbeitende Einrichtungen, wie sie in der Bewegung der langen und schweren Steuerstäbe gegeben sind, zur Reaktorregelung zu verwenden, ist dem Umstand zu verdanken, daß 0,75 % der bei der Kernspaltung emittierten Neutronen mit einer durchschnittlichen Verzögerung von 10 bis 20 Sekunden auftreten. Die Regeleinrichtung wird so ausgelegt, daß der Vermehrungsfaktor k immer unter 1,0075 bleibt, d. h. er überschreitet den Wert $k = 1$ nie um mehr als 0,75 %. Die bei der Kernspaltung „prompt" auftretenden Neutronen reichen dann allein nicht aus, $k = 1$ zu machen; hierzu sind noch die verzögert auftretenden Neutronen nötig, die durch die Reaktorregeleinrich-

Verzögerte Neutronen

tung gut beherrscht werden. Ein momentaner Anstieg der Spaltrate wirkt sich erst im Laufe der Verzögerungszeit aus; sie genügt, um die selbsttätig arbeitenden Steuerungsorgane wirksam werden zu lassen.

Würde man für k einen größeren Wert als 1,0075 zulassen, so würde der Anstieg der Spaltrate so rasch erfolgen, daß er von der Regeleinrichtung nicht mehr aufgefangen werden könnte. Der Reaktor würde „prompt kritisch" werden. Die Wärmeentwicklung wäre so groß, daß mit großer Wahrscheinlichkeit der primäre Kühlkreis (siehe „Kühlkreis") infolge stürmischer Dampfbildung reißen würde. Die Reaktoren für Kernkraftwerke sind jedoch physikalisch so ausgelegt, daß ihr Temperaturkoeffizient, zumindest von bestimmten Temperaturen des Kernbrennstoffs und des Moderators an, negativ ist. Die Wärmeproduktion wird daher begrenzt bleiben, d. h. der Reaktor ist inhärent sicher. Mit Brennelementschäden müßte jedoch gerechnet werden.

Die Regelung eines Reaktors kann auf mannigfache Weise erfolgen. Ein großer Teil der erwähnten Steuerstäbe kann z. B. bei Druckwasserreaktoren durch Beigabe von geringen Mengen Borsäure zur Moderatorflüssigkeit ersetzt werden, die einen erheblichen Teil der Überschußreaktivität aufnimmt. Die Feinregelung geschieht in diesem Falle durch wenige Steuerstäbe.

Aufgaben der Reaktoren

Einsatzmöglichkeiten für Reaktoren sind:

1. Wärmeerzeugung zum Antrieb von Turbogeneratoren (Erzeugung elektrischer Energie)
   Antrieb von Schiffen
   Produktion von Prozeßdampf für die chemische Industrie
   Meerwasserentsalzung (im Verbund mit Stromerzeugung)
2. Bestrahlung von Materialien mit Neutronen zur Verbesserung physikalischer Eigenschaften (insbesondere Kunststoffe)
   Herstellung von Radionukliden für Technik, Medizin und Forschung
   Materialuntersuchungen (Aktivierungsanalyse)
3. Kernphysikalische Forschung

Leistungsreaktoren

4. Leistungsreaktoren

Die bedeutendste Anwendung der Kernenergie liegt im Einsatz von Leistungsreaktoren, insbesondere zur Erzeugung elektrischer Energie. Anlagen für allergrößte elektrische Leistungen — Kernkraftwerke mit einer elektrischen Leistung über 1300 MW — sind im Bau. Mit konventionellen Anlagen (z. B. Wasserkraft-, Kohle-

oder Ölkraftwerken) könnte der zunehmende Energiebedarf in Zukunft nicht mehr gedeckt werden. Die Baulinien von Kernreaktoren kann man nach den Kühlverfahren unterscheiden: Druckwasser-, Siedewasser-, Gas-Graphit- und Hochtemperatur-Reaktoren. Diese Typen erfordern im allgemeinen mit spaltbarem U 235 angereicherten Brennstoff. Nur Graphit- und schwerwassermoderierte Reaktoren kommen mit Natururan aus. Letztere können als Druckwasserreaktoren mit Schwerwasser zum Moderieren und Kühlen der Brennelemente projektiert sein, oder sie haben ein vom Moderator getrenntes Gas-Kühlsystem. Schnelle Reaktoren mit hoher Brennstoffanreicherung bedürfen keines Moderators. Sie werden mit Natrium oder Gas gekühlt.

An Leistungsreaktoren werden besonders hohe Sicherheitsanforderungen gestellt. Obwohl die Brennelemente so ausgelegt werden, daß normalerweise nur sehr geringe Mengen von Spaltprodukten durch die Brennstabhüllen in die Kreisläufe gelangen können, sind Sicherheitsvorkehrungen getroffen, um alle denkbaren Unfälle zu beherrschen. Reaktor und bei einer Störung möglicherweise aktivitätsführende Leitungen, Apparate und Behälter sind in eine gasdichte Sicherheitshülle aus Stahl (containment) eingeschlossen. Auch bei dem denkbar größten Unfall — dem Bruch einer Hauptkühlmittelleitung — ist die Sicherheit der Umgebung des Kernkraftwerkes gewährleistet.

Bei Reaktoren großer Leistung kann die Stahlhülle baudicht von einer zweiten, meist aus Beton bestehenden Hülle mit Luftzwischenraum umgeben sein. Auch bei sehr großen Unfällen, z. B. dem Bruch einer Hauptkühlmittelleitung, ist die Sicherheit nach außen gewährleistet.

Druckwasserreaktoren

Beim Druckwasser-Reaktor befindet sich der Kern mit den Brennelementen in einem schweren Druckbehälter und wird von Heißwasser durchströmt. Dieses steht unter einem höheren Druck als dem zur Temperatur gehörenden Siededruck. Es entsteht also kein Dampf im Primärkreis. Das Wasser dient gleichzeitig als Moderator und als Kühlmittel für die Brennelemente. Es gibt seine im Kern aufgenommene Wärme in Wärmetauschern (Dampferzeuger) an den Sekundärkreislauf ab und fließt über die Hauptumwälzpumpen dem Reaktor wieder zu. Der Druck wird dem System von dem Dampfpolster in einem Druckhalter aufgeprägt, der auf Siedetemperatur gehalten wird. Sekundärseitig entsteht im Wärmetauscher — wie in einem Dampfkessel — Sattdampf z. B. zum Antrieb des Turbogenerators oder als Prozeßdampf. Ein wesentlicher Vorteil des Druckwassersystems liegt darin, daß bei Undichtheiten an Brennstäben etwa austretende radioaktive Spaltprodukte sicher auf den Primärkreis beschränkt bleiben und nicht in den Speisewasser-Dampfkreislauf mit der Turbine gelangen. Ein weiterer

Vorteil ist, daß man durch gesteuerten Borsäurezusatz im Primärkreis als Neutronenabsorber die Anzahl der erforderlichen Steuerstäbe reduzieren und die Aufgabe der verbleibenden wesentlich auf die Abschaltfunktion beschränken kann. Da die Steuerstäbe im normalen Betrieb fast vollständig aus dem Kern entfernt sind, werden wegen der sich günstig einstellenden Neutronenflußdichteverteilung hohe und gleichmäßige Abbrände erreicht. Etwa einmal jährlich werden, gleichzeitig mit der Turbinenrevision, Brennelemente umgesetzt und ausgewechselt.

Siedewasser-Reaktor

Der Siedewasser-Reaktor unterscheidet sich vom Druckwasser-Reaktor dadurch, daß das Kühlwasser für die Brennelemente nur unter mäßigem Druck steht, so daß die Dampfbildung im Reaktordruckbehälter erfolgt. Wird der entstehende Dampf direkt in die Turbine geleitet, so ergibt ein solches Einkreissystem eine besonders einfache Anlage. Man nimmt dann allerdings in Kauf, daß das Maschinenhaus zum Kontrollbereich im Sinne der Ersten Strahlenschutzverordnung wird. Da der entstehende Dampf nicht frei von Aktivität ist, müssen außerdem besondere Vorkehrungen für die Vermeidung einer unzulässigen Abgabe von Aktivität getroffen werden.

Schwerwasserreaktor

Schwerwassermoderierte Reaktoren sind für ihren Brennstoff von Uran-Anreicherungsanlagen weitgehend unabhängig. Aus Gründen des Strahlenschutzes und wegen des hohen Preises von Schwerwasser werden in der Technik sonst ungewöhnlich hohe Anforderungen an die Dichtheit einer solchen Anlage gestellt. Die Reaktivitätsreserve von Schwerwasser-Natururan-Reaktoren ist aus physikalischen Gründen gering. Sie bedürfen daher quasi kontinuierlichen Umsetzens und Wechselns der Brennelemente, was mit „Lademaschinen" während des Betriebes, sogar ohne Lastabsenkung, durchgeführt werden kann.

Gas-Graphit-Reaktor

Beim Gas-Graphit-Reaktor werden die Brennelemente mit einem Gas gekühlt und die Neutronen in Graphit moderiert. Abb. 6 zeigt den grundsätzlichen Aufbau eines solchen Reaktors. In einem Behälter aus Stahl oder Spannbeton sind die Brennelemente zwischen Graphit angeordnet; sie befinden sich in Kanälen, durch die das Kühlgas, z. B. Helium oder Kohlendioxid, strömt. Um eine gute Wärmeübertragung vom Brennelement an das Gas zu erzielen, steht das Kühlgas unter erhöhtem Druck. Das erhitzte Gas gibt in einem Dampferzeuger Wärme an das Wasser eines Sekundärkreislaufes ab (wie beim Druckwasser-Reaktor). Der erzeugte Dampf wird einem Turbogenerator zugeführt.

Hochtemperatur-Reaktor

Die bisher besprochenen Leistungsreaktoren erzeugen für den Betrieb von Turbinen Naßdampf mit einer Temperatur von rund 300° C. Moderne Dampfturbinen arbeiten jedoch mit überhitztem Dampf der Temperatur von 540° C und darüber. Man ist bestrebt,

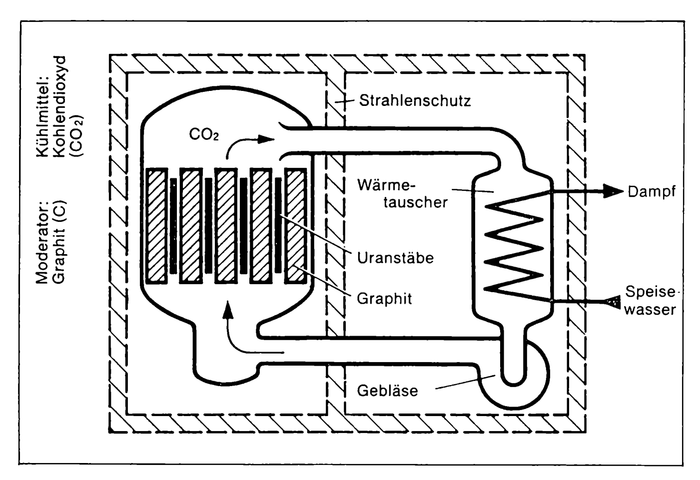


Abb. 6: Prinzipskizze eines (heterogenen) Gas-Graphit-Reaktors

mit Hochtemperatur-Reaktoren Dampf dieser Qualität bereitzustellen. Der Hochtemperatur-Reaktor ist eine Weiterentwicklung des Gas-Graphit-Reaktors. Im Thorium-Hochtemperatur-Reaktor werden als Brennelemente Graphitkugeln verwendet, die in ihrem Kern hochangereichertes Uran, vermischt mit Thorium als Brutstoff und Graphit, enthalten. Eine große Anzahl solcher Kugeln befindet sich innerhalb des Reaktors in loser Aufschüttung oder auch in geordnetem Durchlauf. Beim Betrieb erhitzen sich die Kugeln. Die erzeugte Wärmeenergie wird von Heliumgas dem Dampferzeuger zugeleitet.

Brutreaktor (Brüter)

Die Energiegewinnung durch Kernspaltung, wie sie in den vorstehend beschriebenen thermischen Leistungsreaktoren praktisch durchgeführt wird, kann in Zukunft durch ein sehr fruchtbares Prinzip vervollkommnet werden; es wird in technischem Maßstab in den sogenannten Brutreaktoren angewendet. Die besprochenen Reaktoren enthalten als Kernbrennstoff ein Gemisch von Uran 235 und Uran 238. Durch Neutroneneinfang entsteht aus dem Uran 238 nach zwei β-Umwandlungen Plutonium 239 (siehe „Aus Uran 238 wird Plutonium").

Ein ähnlicher Umwandlungsprozeß ist mit dem in der Natur ebenso häufig wie Uran vorkommenden Element Thorium mit der Massenzahl 232 und der Kernladungszahl 90 möglich. Durch Einfang eines thermischen Neutrons entsteht aus dem Thoriumkern als Zwischenkern das Thoriumisotop 233, das durch Ausstrahlung

eines β-Teilchens ($_{-1}^{0}e$) mit einer Halbwertzeit von 22,4 Minuten in den Kern des Elements Protaktinium (Kernladungszahl 91) übergeht und nach einer weiteren β-Umwandlung mit einer Halbwertzeit von 27,4 Tagen in das in der Natur nicht vorkommende Uranisotop 233 verwandelt wird.

$$^{232}_{90}Th + ^{1}_{0}n \rightarrow ^{233}_{90}Th \xrightarrow[22{,}4\ min]{} {}_{-1}^{0}e + ^{233}_{91}Pa \xrightarrow[27{,}4\ d]{} {}_{-1}^{0}e + ^{233}_{92}U$$

Dieses durch Konversion aus Thorium entstandene Uran 233 ist durch thermische Neutronen ebenfalls spaltbar.

Kehren wir zu dem Uran-238-Plutonium-239-Prozeß zurück. In einem Reaktor läuft nur dann eine konstante Kettenreaktion selbsttätig ab, wenn für jedes durch Spaltung verbrauchte Neutron immer wieder ein neues Neutron zur Verfügung steht. Beim Uran 235 entstehen im Mittel je Spaltung 2,46 freie Neutronen; tatsächlich ist aber der Mittelwert je absorbiertem, d. h. also verbrauchtem Neutron kleiner, da nicht alle, sondern nur etwa 80 % aller Uran-235-Kerne, die ein Neutron einfangen, zur Spaltung kommen. Der Rest von 20 % bildet einen durch die Aufnahme des Neutrons stark angeregten Uran-236-Kern, der einen Teil seiner Energie durch Aussendung einer sehr intensiven Gammastrahlung wieder abgibt. Durch diesen Verbrauch von Neutronen für die Bildung der Uran-236-Kerne ergibt sich daher für den Mittelwert der je Absorption eines Neutrons freigesetzten Neutronen ein kleinerer Wert, als sich tatsächlich im Mittel bei jeder Spaltung bilden — statt 2,46 ergibt sich bei thermischen Neutronen ein Mittelwert von $\eta = 2{,}07$. Davon wird nun ein Neutron für eine weitere Spaltung zur Aufrechterhaltung der Kettenreaktion verbraucht, und es bleibt im Mittel noch etwas mehr als ein Neutron übrig. Wenn wir annehmen, daß das zweite Neutron von einem Uran-238-Kern absorbiert wird und dieser sich in Plutonium 239 verwandelt, dann haben wir eine Anordnung, die nicht nur durch Kernspaltung von Uran 235 Energie produziert, sondern gleichzeitig noch den verbrauchten durch neuen Kernspaltstoff ersetzt — diesmal in Form von Plutonium 239. Da wir nach unserer Rechnung im Mittel 1,07 Neutronen „übrig" haben, wird dieses System theoretisch sogar mehr „Kernbrennstoff" erzeugen, als es verbraucht. Eine solche Anordnung nennt man einen Brutreaktor oder kurz „Brüter".

Unsere Überlegungen, die das Prinzip des Brüters zeigen sollen, entsprechen nicht ganz der Wirklichkeit. Wir haben nicht berücksichtigt, daß die 0,07 Neutronen, die theoretisch je Spaltung übrigbleiben, wenn wir ein Neutron zur Spaltung und eines zum Brüten verbrauchen, nicht ausreichen, um die Neutronenverluste V, die im Mittel je Spaltung durch Absorption und Entweichen (Leckverlust) aus dem Reaktorkern entstehen, zu decken.

Bedingung für Brutreaktor

Ein Reaktor, der folgende Bedingung erfüllt, wird Brutreaktor oder Brüter genannt:

$\eta - 2 - V \geqq 0$: Bedingung für Brutreaktor

In dieser Gleichung ist η die Anzahl der je Spaltung durch ein Neutron im Mittel freigesetzten Neutronen. Ergibt sich also links ein Wert, der größer als Null, mindestens aber gleich Null ist, so wird in dem Brutreaktor mehr, mindestens aber gleich viel spaltbares Material neben der Energieproduktion erzeugt, als bei der Spaltung verbraucht wird. Wird diese Bedingung nicht erfüllt, dann entsteht zwar auch Plutonium, aber nicht in der dem verbrauchten Spaltstoff entsprechenden Menge. Dann spricht man nicht von einem Brutreaktor, sondern von einem Konverter-Reaktor oder von einem Konverter.

Ein Konverter ist also ein Reaktor, bei dem ein Teil des verbrauchten Spaltstoffes durch erbrüteten Spaltstoff ersetzt wird. Alle Reaktoren, die im Kernbrennstoff Uran 235 und Uran 238 enthalten, sind Konverter. Es ist also:

$\eta - 2 - V < 0$: Bedingung für Konverter-Reaktor

Um einen Brüter zu konzipieren, der möglichst viel eines besonderen spaltbaren Stoffes produziert, muß ein Spaltstoff verwendet werden, für den die Zahl η möglichst groß ist. η ist für Uran 235, Plutonium 239 oder Uran 233 verschieden und ist auch von der Energie (Geschwindigkeit) der Neutronen abhängig, welche die Spaltung bewirken. In Tabelle 8 sind die η-Werte für verschiedene besondere spaltbare Stoffe sowohl für thermische als auch für schnelle Neutronen zusammengestellt.

Tabelle 8: Zahl (η) der beim Einfang eines Neutrons in einen spaltbaren Kern im Mittel freigesetzten Neutronen in Abhängigkeit von der Energie des die Spaltung bewirkenden Neutrons

Energie des spaltenden Neutrons	Uran 233 η	Uran 235 η	Plutonium 239 η
thermische Neutronen 0,025 eV	2,23	2,07	2,08
schnelle Neutronen 1 MeV	2,43	2,33	2,93

Schnelle Brüter

Von den drei in Tab. 8 angegebenen Spaltstoffen kommt nur Uran 235 in der Natur vor; es eignet sich aber nur bedingt für einen Brutreaktor. Nur für schnelle Spaltneutronen ergibt sich ein

Wert von $\eta = 2{,}33$ der gerade noch zum Brüten ausreicht. Tab. 8 zeigt aber, daß sich beim Einsatz schneller Neutronen bei dem Zyklus ^{238}U — ^{239}Pu erheblich bessere Brütereigenschaften ergeben. Beim Uran 235 haben wir angenommen, daß 0,33 Neutronen je Spaltung zur Deckung der Verluste ausreichen, beim Plutonium 239 liegen die Verhältnisse mit schnellen Neutronen erheblich günstiger: Bei einem $\eta = 2{,}93$ sind nach Tab. 8 noch $2{,}93 - 2{,}33 = 0{,}6$ Neutronen zusätzlich verfügbar; es könnten danach theoretisch also je verbrauchtem Kern nicht nur ein neuer, sondern 1,6 neue Kerne („Brutrate"), also 60 % an überschüssiger Spaltstoffsubstanz erbrütet werden. Die Verwendung der schnellen Neutronen führt überdies zu geringerer Absorption durch Reaktorkonstruktionsmaterialien und Kühlmittel.

Thermischer Brüter

Bei dem Thorium-232 — Uran-233-Zyklus kann man auch mit thermischen Neutronen bereits brüten. Man spricht dann vom „thermischen Brüter" im Gegensatz zum „schnellen Brüter", der mit schnellen Neutronen arbeitet.

Gute Uranausnutzung

Der große Vorteil von Brutreaktoren gegenüber den normalen Reaktoren (Konverter-Reaktoren), in denen von dem im Reaktorbrennstoff vorhandenen Uran 238 nur wenig in Plutonium 239 verwandelt wird, besteht in der unvergleichlich besseren Ausnutzung des in der Natur vorkommenden Urans, in dem nur 0,7 % Uran 235 enthalten sind; die restlichen 99,3 % sind für die Spaltung mit thermischen Neutronen unbrauchbar. Da $99{,}3 : 0{,}7 = 140$ mal soviel Uran 238 im Natururan enthalten ist wie Uran 235, würde theoretisch im Falle eines vollständigen Brütens das Uran um diesen Faktor besser ausgenützt. Allerdings wird auch schon in den normalen Konverter-Reaktoren ein Teil des Uran 238 in Plutonium 239 verwandelt. Berücksichtigt man diese Umwandlung und die Ausnutzung dieses Plutoniums für die Spaltung bereits im thermischen Reaktor, so ergibt sich beim Brutreaktor eine bessere Ausnutzung des Urans um mindestens das 50fache. Das hat für den Abbau von Uranvorkommen ungeahnte Konsequenzen; Funde mit geringem Urangehalt sind dann noch abbauwürdig.

Plutonium als Spaltstoff

Das bei der Konversion entstehende Plutonium 239 wird nur zu einem Teil gespalten; das übrige bleibt im Brennstoff zurück und kann ein weiteres Neutron aufnehmen, ohne zu spalten. Auf diese Weise entsteht ein Plutonium-Isotop mit der Massenzahl 240. Dieses Plutonium 240 wird durch thermische Neutronen, ähnlich wie Uran 238, nicht gespalten. Wenn es sich dann ein weiteres Neutron einfängt, entsteht Plutonium 241, das wieder ebenso spaltet wie Plutonium 239. Aber auch jetzt fängt ein Teil wieder ein weiteres Neutron ein und bildet nichtspaltbares Plutonium 242.

Tab. 9 gibt die Isotopenzusammensetzung eines solchen Plutonium-Gemisches wieder, das in einem thermischen Reaktor nach einer Abbrandzeit von zwei bis drei Jahren entsteht[8].

Tabelle 9: Plutonium-Isotopengemisch-Zusammensetzung im thermischen Reaktor

	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu
%	55—60	20—25	10—15	5—10

Im thermischen Reaktor liefert dieses Plutoniumgemisch wesentlich weniger Energie als in einem schnellen Reaktor. Das Verhältnis ist 80 zu 150. Man gewinnt also durch Verwendung eines solchen Plutonium-Gemisches in schnellen Reaktoren gegenüber Uran 235 fast die doppelte Energie beim Spaltprozeß. Dieses Plutonium-Gemisch bietet sich somit als Ausgangsbrennstoff für einen schnellen Brutreaktor besonders an.

Die Verwendung von schnellen Neutronen in einem Brutreaktor bedingt den Fortfall eines Moderators — z. B. Wasser oder Graphit —, der ja die schnellen Neutronen abbremsen würde. Durch das Fehlen eines Moderators wird der Aufbau des Reaktorkerns (Core) viel kompakter, da er außer Brennstoff nur Kühlrohre und Kühlmittel benötigt. Man erhält dadurch im Kern eine sehr hohe Leistungsdichte[9], die große Anforderungen an das Material der Brennelemente und an das Kühlmittel stellt.

Kühlmittel bei schnellen Brutreaktoren

Als Kühlmittel scheiden alle stark moderierenden Stoffe, besonders Wasser, aus. An erster Stelle steht flüssiges Natrium, das unter normalem Druck erst bei 800° C siedet. Im Prinzip sind auch Wasserdampf und Gas (Helium) als Kühlung bei schnellen Brutreaktoren möglich.

Verbreitung einzelner Reaktortypen

Über die Verbreitung der einzelnen Reaktortypen in Kernkraftwerken der Europäischen Gemeinschaften gibt Tabelle 10 Auskunft. Die Tabelle erfaßt alle Kernkraftwerk-Reaktoren, die in Betrieb oder in Bau sind nach dem Stand vom 30. 6. 1972.

---

[8] Beläßt man die Brennelemente nur kurze Zeit, etwa drei bis vier Monate, unter Bestrahlung im Reaktor, so überwiegt der Anteil an spaltbarem Plutonium 239 bei weitem den der anderen Plutonium-Isotope; das nicht spaltbare Plutonium 240 hat sich dann erst in geringer Menge gebildet.

[9] Unter Leistungsdichte im Reaktorkern versteht man die je Sekunde und Volumeneinheit freigesetzte, in Form von Wärme verwertbare Kernenergie in Watt/cm³ oder kW/Liter; man unterscheidet zwischen örtlicher Leistungsdichte, z. B. in einem Brennstab, und der mittleren im Reaktor.

Tabelle 10: Die Verbreitung von Kernkraftwerk-Reaktoren in der Europäischen Gemeinschaft nach dem Stand vom 30. 6. 1972

Reaktortyp	Elektrische Leistung der im Bau oder in Betrieb befindlichen Reaktoren	
	MW	%
Druckwasser-Reaktor	7574	51,8
Siedewasser-Reaktor	3681	25,2
Schwerwasser-Reaktor (MZFR, Karlsruhe)	221	1,5
Gas-Graphit-Reaktor	2565	17,5
Hochtemperatur-Reaktor	313	2,1
Schneller Brutreaktor	233	1,6
Sonstige fortgeschrittene Konverter	41	0,3

Forschungs-reaktoren

5. Forschungsreaktoren

In der ersten Phase des Atomprogramms der Bundesrepublik Deutschland nahmen Forschungsreaktoren den Vorrang ein. Forschungsreaktoren sind als intensive Neutronenquellen ein wertvolles Hilfsmittel der Kernforschung; sie dienen auch Ausbildungs- und Unterrichtszwecken. Forschungsreaktoren gibt es in den verschiedensten Typen und Größen.

Die kleinsten Reaktoren mit Wärmeleistungen von hundertstel Watt werden im wesentlichen für Ausbildungszwecke eingesetzt. In Einzelfällen, je nach Art des Problems, können diese Reaktoren auch der Forschung nützliche Dienste leisten. Im allgemeinen sind jedoch für diesen Zweck Reaktoren größerer Leistung notwendig, vor allem, wenn das Experiment einen intensiven Neutronenstrahl voraussetzt. Dann werden Reaktoren mit Neutronenflußdichten von 10^{13} $cm^{-2}s^{-1}$ bis 10^{15} $cm^{-2}s^{-1}$ gebraucht. Die erzeugte Wärmeenergie in Forschungsreaktoren ist lästig und muß abgeführt werden. Die Forderung nach hoher Neutronenflußdichte einerseits und der Wunsch geringer Wärmeleistung andererseits scheinen sich gegenseitig auszuschließen. Gepulste Reaktoren stellen eine für mannigfache Untersuchungen brauchbare Kom-

promißlösung dar. Diese Reaktoren erzeugen während sehr kleiner Bruchteile von Sekunden die notwendigen extrem hohen Flußdichten; die mittlere Flußdichte ist aber gering.

Der Forschungsreaktor als Experimentiergerät dient als intensive Neutronenquelle der Bestimmung von Wirkungsquerschnitten, Bremslängen und Diffusionslängen von Neutronen in Materialien, insbesondere solcher, die im Reaktorbau Verwendung finden. Untersuchungen auf dem Gebiet der Neutronenphysik, z. B. über Neutronenbeugung, sind ohne Reaktor kaum denkbar. Auch in der Festkörperphysik ist der Reaktor als Neutronenquelle ein unentbehrliches Hilfsmittel. Nicht zuletzt müssen Untersuchungen über die chemischen und biologischen Wirkungen von Neutronen- und Gammastrahlen der verschiedensten Energie erwähnt werden. Zur Ausführung von Experimenten werden leistungsstarke Reaktoren mit Experimentierkanälen oder Strahlrohre ausgerüstet, die den Gammastrahlen und Neutronen ungehindert Austritt gestatten.

Die einzelnen Arten von Forschungsreaktoren, die in der Bundesrepublik in Betrieb sind, werden im zweiten Teil dieses Heftes von den Forschungsinstituten, in denen sie errichtet wurden, beschrieben.

6. Strahlenschutz und Sicherheit

Genehmigungsverfahren

Der Bau und Betrieb von Kernkraftwerken ist an umfangreiche Genehmigungsverfahren geknüpft. Der Ersteller einer solchen Anlage muß einen Sicherheitsbericht ausarbeiten, in dem alle für die Sicherheit der Anlage maßgebenden technischen Daten und Nachweise über die Beherrschung der verschiedensten Unfälle (einschließlich des größten anzunehmenden Unfalls) enthalten sein müssen. Dieser Bericht wird u. a. in einer Anzahl von Exemplaren den zuständigen Behörden der Länder und des Bundes zugeleitet. Die Bundesbehörde beauftragt die „Reaktorsicherheitskommission" mit der Prüfung der Unterlagen. Diese Kommission wird in ihrer Arbeit vom „Institut für Reaktorsicherheit" unterstützt und gibt gegebenenfalls eine gutachterliche Stellungnahme ab. Falls der vorgesehene Standort von den Behörden gebilligt wird und keine bedeutsamen sicherheitstechnischen Einwendungen bestehen, wird die Baugenehmigung erteilt; diese kann jedoch an die Erfüllung zusätzlicher Auflagen geknüpft sein.

Beim Bau der Anlage sind die Technischen Überwachungsvereine mit wichtigen Kontrollfunktionen betraut; hinzu kommt die staatliche Bauaufsicht. Es ist somit die Gewähr gegeben, daß die Ausführung der Anlage in allen Einzelheiten der genehmigten Planung entspricht.

Noch nie wurden für eine industrielle Anlage die Sicherheitsmaßstäbe so streng gesetzt wie für Reaktoranlagen. Die umfangreichen Sicherheitsmaßnahmen sind dadurch begründet, daß der Re-

aktorkern nach einiger Betriebszeit große Mengen radioaktiver Spaltprodukte enthält; im Gleichgewichtszustand beträgt die Aktivitätsmenge rund 7 Ci je Watt Reaktorleistung[10].

Die praktische Anwendung der Atomkernenergie erfordert deshalb einen wirksamen Strahlenschutz; die bei der Kernspaltung entstehende und von den radioaktiven Spaltprodukten ausgehende Strahlung könnte sonst durch ihre ionisierende Wirkung biologische Schäden verursachen. Die Erforschung dieser biologischen Wirkungen wurde bereits seit der Entdeckung der Röntgenstrahlen um die Jahrhundertwende mit Sorgfalt betrieben. Es zeigte sich, daß die Wirkung einer Strahlendosis bei einmaliger, über kurze Zeit erfolgten Bestrahlung größer sein kann als bei einer Verteilung der gleichen Strahlendosis unter sonst gleichen Verhältnissen über längere Zeit. Es besteht also für bestimmte Gewebe die Möglichkeit einer Erholung, wenn längere Pausen zwischen den Bestrahlungen liegen. Für die biologische Strahlenwirkung besteht ferner ein wesentlicher Unterschied, ob eine Bestrahlung des ganzen Körpers (Ganzkörperbestrahlung) vorliegt oder bei gleicher Dosis nur ein Körperteil bestrahlt wird. Außer mit einer Sofortwirkung muß bei ionisierenden Strahlen auch mit Spätschäden (wie z. B. Leukämie, Strahlenkatarakt und genetische Schäden) gerechnet werden, die sich u. U. erst nach Jahren bemerkbar machen. Bei diesen Strahlenschäden besteht für bestimmte Gewebe, wenn überhaupt, nur eine geringe Erholungsfähigket. Aus Sicherheitsgründen wird für die Festlegung einer höchstzulässigen Strahlenbelastung angenommen, daß sich auch kleinste Dosen summieren. Abgesehen von zahllosen Tierversuchen, deren Ergebnisse auf die Humanbiologie allerdings nur innerhalb gewisser Grenzen übertragbar sind, liegt zur Festlegung höchstzulässiger Bestrahlungsdosen für den Menschen ein umfangreiches Erfahrungsgut aus der medizinischen Anwendung der Röntgenstrahlen vor. Auch die Größe der natürlichen Strahlenbelastung, von der angenommen werden kann, daß sie nicht zu Gesundheitsschäden führt, bot bei der Festlegung von Strahlenschutznormen willkommene Orientierung.

Biologische Wirkungen

Höchstzulässige Strahlenbelastung

Internationale Gremien (International Commission on Radiological Protection) haben verantwortungsbewußt Werte für die höchstzulässige Strahlenbelastung vorgeschlagen. Diese Empfehlungen liegen den Richtlinien der Europäischen Gemeinschaften (EURATOM) und demzufolge auch der Ersten Strahlenschutzverordnung der Bundesrepublik mit zusätzlichen Ausführungsvorschriften zugrunde. Nach diesen gesetzlichen Vorschriften darf die Strahlen-

Erste Strahlenschutzverordnung

---

[10] Curie ist die Maßeinheit für die Aktivität eines radioaktiven Stoffes. 1 Curie (Ci) eines radioaktiven Stoffes liegt vor, wenn in 1 Sekunde 37 Milliarden Atome zerfallen. Die Aktivität von 1 g Radium 226 ohne Tochterprodukte entspricht etwa einem Curie. Bei Verwendung des Internationalen Einheitensystems (Système International d'Unités) wird die Aktivität als Anzahl der Zerfälle in 1 Sekunde angegeben.

dosis für die im Bereich ionisierender Strahlen arbeitenden Personen (beruflich strahlenexponiertes Personal) 5 rem (Äquivalentdosis $5 \cdot 10^{-2}$ J/kg) je Jahr[11] und 3 rem (Äquivalentdosis $3 \cdot 10^{-2}$ J/kg) je 13 Wochen nicht überschreiten. Diese Personen unterstehen ärztlicher Überwachung und müssen mindestens 18 Jahre alt sein. Die Abschirmung von radioaktiven Anlagenteilen eines Kernkraftwerks muß unter Berücksichtigung einer eventuellen zusätzlichen Strahlenbelastung durch die Inkorporation radioaktiver Stoffe mit der Atemluft ausgelegt werden. Um die auf Inkorporation zurückzuführende Strahlenbelastung zu begrenzen, bedarf es in der Regel einer Lüftungs- oder Umluftreinigungs-Anlage.

Im Hinblick auf andere Arten der Strahlenbelastung (z. B. durch radioaktiven Fallout) wird in der Bundesrepublik verlangt, „daß an keiner Stelle in der Umgebung von Kernkraftwerken die Ganzkörperdosis als Folge der Emission radioaktiver Stoffe in die Atmosphäre im Normalbetrieb einen Wert von 30 mrem/a überschreiten darf". Diese Forderung gilt auch dann, wenn an einem Ort oder in der Umgebung mehrere Kernkraftwerke oder kerntechnische Anlagen betrieben werden. Die tatsächliche Strahlenbelastung durch die von einem Schornstein eines Kernkraftwerkes abgegebene aktivitätshaltige Luft ist jedoch wesentlich geringer; sie beträgt an der Stelle größter Strahlenbelastung nur etwa 1 mrem/a (Äquivalentdosisleistung 10^{-5} J $kg^{-1}a^{-1}$).

Auch die Abgabe aktivitätshaltigen Wassers oder radioaktiver Stoffe in Flußläufe unterliegt strengen Vorschriften. Außer Konzentrationsbeschränkungen des einleitbaren aktivitätshaltigen Was-

---

[11] Ein Maß für die Strahlenbelastung (Energiedosis) ist die Energie, die durch ionisierende Strahlen in einem bestimmten Gewebevolumen absorbiert wird. Die Einheit der Energiedosis ist das Rad (rd, radiation absorbed dose). 1 rd liegt vor, wenn durch ionisierende Strahlen in 1 g Gewebe 100 erg absorbiert werden. Es sei besonders darauf hingewiesen, daß die Energiedosis also nicht die gesamte vom Körper absorbierte Strahlenenergie darstellt. Die Erfahrung hat gezeigt, daß für die biologische Wirkung einer Strahlung nicht nur die in einer Zelle absorbierte Energie, sondern auch deren Verteilung innerhalb der Zelle maßgebend ist. Bei der Einwirkung von γ-Strahlen sind die Ionisationen über die ganze Zelle gleichmäßig verteilt, bei α-Strahlen dagegen liegen die Ionisationen in dichter Folge längs des Wegs der Teilchen vor. Der Faktor, der angibt, wieviel mal so wirksam eine Strahlung bei gleicher Energiedosis im Vergleich zur γ-Strahlung ist, heißt Qualitätsfaktor der Strahlung. Für γ-Strahlung ist also der Qualitätsfaktor 1, für α-Strahlen ist er dagegen 10. Um also mit α-Strahlen die gleiche biologische Wirkung wie mit γ-Strahlen zu erhalten, ist nur ein Zehntel der Energiedosis notwendig. Die Energiedosis unter Berücksichtigung des Qualitätsfaktors der Strahlung heißt Äquivalentdosis und wird in Rem (rem, **r**d **e**quivalent **m**an) angegeben. Sie ist die Energiedosis γ- oder Röntgenstrahlen, der die gleiche biologische Wirkung zukommt wie der betrachteten Strahlung. Es ist also:

Äquivalentdosis in rem = Qualitätsfaktor x Energiedosis in rd.

Der Qualitätsfaktor ist dimensionslos. Die in rem angegebene Äquivalentdosis wird in rd gemessen.

Soll die Energiedosis in SI-Einheiten, also in Joule/kg, angegeben werden, so gilt:

1 J/kg = 100 rd.

Ferner ist die
Äquivalentdosis in J/kg = Qualitätsfaktor x Energiedosis in J/kg

Energiedosis (Einheit rd)

Äquivalentdosis (Einheit rem)

sers in Vorfluter werden auch obere Grenzen für die Jahresfracht festgelegt.

Über die dem Strahlenschutz und der Sicherheit dienenden Einrichtungen und Maßnahmen wird unter „Kommerzielle Kernkraftwerke" an Hand eines Beispiels (Kernkraftwerk Biblis) berichtet.

In der Bundesrepublik wird die Umweltradioaktivität von etwa 50 amtlichen Meßstationen regelmäßig überwacht. Kerntechnische Anlagen unterliegen eingehender Kontrolle.

TEIL II

Forschungs- und Leistungsreaktoren in der Bundesrepublik Deutschland

Aufgaben der Kernforschungszentren

Die Förderung der Erforschung des Atomkerns ist in unserem technischen Zeitalter keine Aufgabe der Kultur- und Wissenschaftspolitik allein. Der materielle Wohlstand eines Volkes ist unmittelbar vom Stande seiner Technik abhängig, und diese wiederum ist eng verknüpft mit den Ergebnissen naturwissenschaftlicher Grundlagenforschung. Die Auswertung der Ergebnisse der Kernforschung zur technischen Gewinnung der Kernenergie bis zur wirtschaftlichen Nutzung erforderten und verlangen noch heute Forschungsarbeiten, die Mittel in einem Umfang bedingen, wie sie bis jetzt noch bei keiner Entwicklung einer neuen wissenschaftlichen Erkenntnis bis zur technisch-reifen Nutzanwendung notwendig waren. Während früher mit einfachen und zum Teil primitiven Geräten wissenschaftliche Entdeckungen gemacht wurden, wie dies in gewisser Weise auch noch auf die Kernspaltung von Otto Hahn und Fritz Straßmann zutrifft, so sind heute höchst komplizierte Maschinen und aufwendige Versuchsanlagen erforderlich, um das Wesen der Kernspaltung wissenschaftlich ergründen und in seinen technischen Konsequenzen wirtschaftlich nutzen zu können.

An der ersten Entwicklungsphase der Kerntechnik hat Deutschland wegen seiner besonderen politischen Situation in den Nachkriegsjahren nicht teilnehmen können. Erst seit 1955 wurden mit einer Verspätung von mehr als 10 Jahren gegenüber den auf diesem Gebiet führenden Nationen mit der Errichtung einiger Forschungsreaktoren die ersten bescheidenen Schritte getan. Im Vordergrund der Bemühungen standen in den ersten Jahren die Gründung von Kernforschungszentren und der Aufbau einer leistungsfähigen deutschen Reaktorindustrie. Im Gegensatz zu anderen Industrieländern lag in der Bundesrepublik der Schwerpunkt der technischen Entwicklung nicht bei einer staatlichen Behörde, sondern sehr stark bei den Unternehmen, vornehmlich der elektrotechnischen und der Maschinenbauindustrie. Der Aufbau einer deutschen kerntechnischen Industrie wurde dadurch beschleunigt, daß einerseits die Bundesrepublik durch internationale Verträge und

durch ihre Mitgliedschaft bei EURATOM an den internationalen Forschungs- und Entwicklungsarbeiten beteiligt wurde, andererseits deutsche Reaktorbaufirmen auf den Erfahrungen und Ergebnissen anderer Länder, insbesondere der USA, durch Erwerb von Lizenzen aufbauen konnten.

Bundesministerien

Die moderne Kernforschung läßt sich in ihrem vollen Ausmaß nicht in den Bereich von Hochschulinstituten oder anderen ähnlichen Institutionen, z. B. der Max-Planck-Gesellschaft, eingliedern. Bei der Bewältigung derartiger, den bisher üblichen Rahmen überschreitenden Forschungen mußten unkonventionelle Wege beschritten werden. Es wurde deshalb auch eine besondere Behörde geschaffen: das Bundesministerium für Atomenergie, das zunächst in Bundesministerium für wissenschaftliche Forschung und dann in Bundesministerium für Bildung und Wissenschaft umbenannt wurde. Seit Ende 1972 ist für die Belange der Reaktortechnik das „Bundesministerium für Forschung und Technologie und für das Post- und Fernmeldewesen" zuständig. Zur gleichen Zeit wurde die Zuständigkeit für Reaktorsicherheit und Strahlenschutz mit Ausnahme der Zuständigkeit für Reaktorsicherheits-Forschung und -Technik dem Bundesministerium des Innern zugeordnet.

In Zusammenarbeit mit der Bundesregierung hat die deutsche Industrie ein breit angelegtes Forschungs- und Entwicklungsprogramm aufgestellt, um eigene Reaktorkonzepte zu entwickeln. Bundesregierung und Länderregierungen haben wesentlich dazu beigetragen, die zur Verwirklichung erforderlichen Mittel bereitzustellen und die notwendigen Einrichtungen und Organisationen zu schaffen. An der Spitze der kernphysikalischen Grundlagenforschung stehen die beiden von der öffentlichen Hand finanzierten Kernforschungszentren Karlsruhe und Jülich. Ihnen reihen sich Kernforschungsstätten mit speziellen Aufgaben an, u. a. das Zentrum der Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schiffahrt in Geesthacht für die Schiffsreaktorentwicklung. In diesen Zentren wurden, um erste Erfahrungen zur Entwicklung von Reaktorkonzepten sammeln zu können, Forschungsreaktoren und Versuchsanlagen errichtet; sie dienen dazu, physikalische Vorgänge bei der Kernspaltung, bei Material- und Sicherheitsproblemen zu untersuchen sowie Kernphysiker, Ingenieure und Techniker auszubilden. Unmittelbar mit der Entwicklung von Reaktorkonzepten ergeben sich technische Aufgaben, die nur durch die Errichtung großer Versuchsanlagen gelöst werden können; auch sie werden vom Bund finanziert. Errichtung und Betreuung obliegen innerhalb der Karlsruher Gesellschaft für Kernforschung (GfK) dem Geschäftsbereich „Gesellschaft für Kernforschung — Versuchsanlagen" (GfKV). Die Anlagen werden durch Betriebsführungsgesellschaften, die von Energieversorgungsunternehmen bzw. der Industrie gegründet sind, für Rechnung der GfK betrieben.

Deutsches Atomprogramm

Ein gemeinsam mit der Industrie vom ehemaligen Bundesministerium für Atomenergie aufgestelltes Atomprogramm für die technische Verwendung der Kernenergie fand seinen Niederschlag im Bau der drei großen Demonstrations-Kernkraftwerke mit Leichtwasserreaktoren in Gundremmingen, Lingen und Obrigheim (vgl. Tab. 11), nachdem bereits vorher erste Erfahrungen mit dem Versuchsatomkraftwerk in Kahl am Main, dessen Siedewasserreaktor unter Beteiligung der USA gebaut wurde, gesammelt werden konnten. Darüber hinaus erstreckt sich das Programm auch auf die Entwicklung und den Bau fortgeschrittener Reaktoren nach eigenen Entwürfen. Es werden unterschiedliche Konzeptionen verfolgt, wobei die Entwicklungsarbeiten entweder auf eine bessere Brennstoffnutzung oder auf Dampf- bzw. Gaszustände ausgerichtet sind, wie sie heute beim modernen konventionellen Kraftwerk üblich sind. Hierzu gehören:

Fortgeschrittene Reaktoren

a) Gasgekühlte Hochtemperaturreaktoren
   1. AVR-Hochtemperaturreaktor (BBK) in Jülich
   2. Thorium-Hochtemperatur-Reaktor (THTR) in Uentrop bei Schmehausen, Krs. Unna (BBC, HKG und Nukem).

b) Kompakter natriumgekühlter zirkonhydridmoderierter Reaktor (KNK) in Karlsruhe (Interatom).

Zum Bereich der fortgeschrittenen Reaktoren gehört auch die Entwicklung des nuklearen Schiffsantriebes, die ihre erste Realisierung im Bau und Betrieb des mit Kernenergie angetriebenen deutschen Schiffes „Otto Hahn“ gefunden hat; sie ist mit einem fortentwickelten Druckwasserreaktor ausgerüstet.

Einige der genannten Reaktortypen leiten bereits zu den Brutreaktoren über, bei denen der Schwerpunkt der künftigen Reaktorentwicklung liegt. Schon frühzeitig wurde die Bedeutung der Brutreaktoren für die Energieversorgung der Zukunft erkannt; die wissenschaftliche Arbeit am Projekt „Schneller Brüter“ begann im Kernforschungszentrum Karlsruhe bereits im Jahre 1960; die entsprechenden Arbeiten am thermischen Brüter wurden in der Kernforschungsanlage Jülich aufgenommen. Im Jahre 1966 hat sich die deutsche Reaktorbauindustrie im Hinblick auf den einmal notwendig werdenden Bau von Schnellbrüterreaktoren und ihren Vorstufen aktiv in die Entwicklung eingeschaltet. Das in der Bundesrepublik verfolgte Brüterkonzept mit Natriumkühlung wird seine technische Verwirklichung zunächst im Bau des Prototyp-Reaktors SNR 300 finden.

Aufträge für Kernkraftwerke

Der Auftrag für das bisher größte Kernkraftwerk wurde Mitte 1972 vergeben. In der Gemarkung Krümmel bei Geesthacht an der Elbe soll 1977 ein Kernkraftwerk mit einer elektrischen Leistung von 1316 MW in Betrieb genommen werden.

Den ersten Exportauftrag erhielt die deutsche Industrie 1968 aus Argentinien. Es handelt sich hierbei um das erste Kernkraftwerk

Lateinamerikas, das in der Nähe von Atucha errichtet wird. Als nukleare Energiequelle dieser Anlage, die eine elektrische Leistung von 340 MW aufweist, dient ein schwerwassermoderierter und -gekühlter Reaktor.

Auch der Bau eines Kernkraftwerkes mit einem 400 MW Druckwasserreaktor bei Vlissingen in der Provinz Zeeland, Holland, wurde der deutschen Industrie (1969) übertragen.

Der dritte Exportauftrag zur Errichtung eines Kernkraftwerkes in der Nähe von Zwentendorf in Österreich wurde Mitte 1972 erteilt. Die elektrische Leistung dieser Anlage, die mit einem Siedewasserreaktor ausgerüstet wird, beträgt 730 MW.

Heute wird in der Welt die Kernenergie in die Energieversorgung als gleichberechtigter Faktor neben den traditionellen Energieträgern wie Steinkohle, Braunkohle, Öl, Erdgas und Wasserkraft einbezogen; für die Zukunft wird ihr eine überragende Bedeutung eingeräumt.

A. Forschungsreaktoren und kerntechnische Versuchsanlagen

1. Reaktoren des Kernforschungszentrums Karlsruhe

Gesellschaft für Kernforschung mbH., Karlsruhe

Träger des Kernforschungszentrums Karlsruhe ist die „Gesellschaft für Kernforschung mbH., Karlsruhe" (GfK); Gesellschafter sind der Bund mit 90 % Beteiligung und das Land Baden-Württemberg mit 10 %. Für die Finanzierung von Bau und Betrieb des Forschungszentrums wurden bis 1971 rund 1,5 Milliarden DM aufgebracht; die Anzahl der Mitarbeiter hat 3500 bereits überschritten.

Forschungsreaktor FR 2

Am Beginn des Aufbaues des Karlsruher Kernforschungszentrums (Abb. 7) steht als wichtigstes Forschungsinstrument der Forschungsreaktor FR 2. Ursprünglich wurde im FR 2 als Brennstoff Natururan (99,3 % ^{238}U; 0,7 % ^{235}U) in metallischer Form verwendet.

Als Neutronenquelle sendet der FR 2 eine intensive Neutronenstrahlung aus, die teils im Kern des Reaktors selbst zur Bestrahlung von kerntechnisch wichtigen Materialien, teils nach Austritt der Neutronen durch sogenannte „Strahlrohre", die durch die Abschirmung geführt sind, zu physikalischen Experimenten verwendet wird. In seiner ursprünglichen Form hatte der FR 2 bei einer thermischen Leistung von 12 000 kW eine maximale Neutronenflußdichte von etwa $2 \cdot 10^{13}$ $cm^{-2}s^{-1}$ im Innern des Kerns. Da bei vielen Anwendungen eine höhere Neutronenflußdichte erforderlich ist, wurde durch eine Modifikation der Brennelemente im Jahre 1966 die thermische Leistung auf 44 000 kW, die maximale thermische Neutronenflußdichte auf $1,1 \cdot 10^{14}$ $cm^{-2}s^{-1}$ erhöht und eine mittlere in den zentralen Brennelementen von $7 \cdot 10^{13}$ $cm^{-2}s^{-1}$ er-

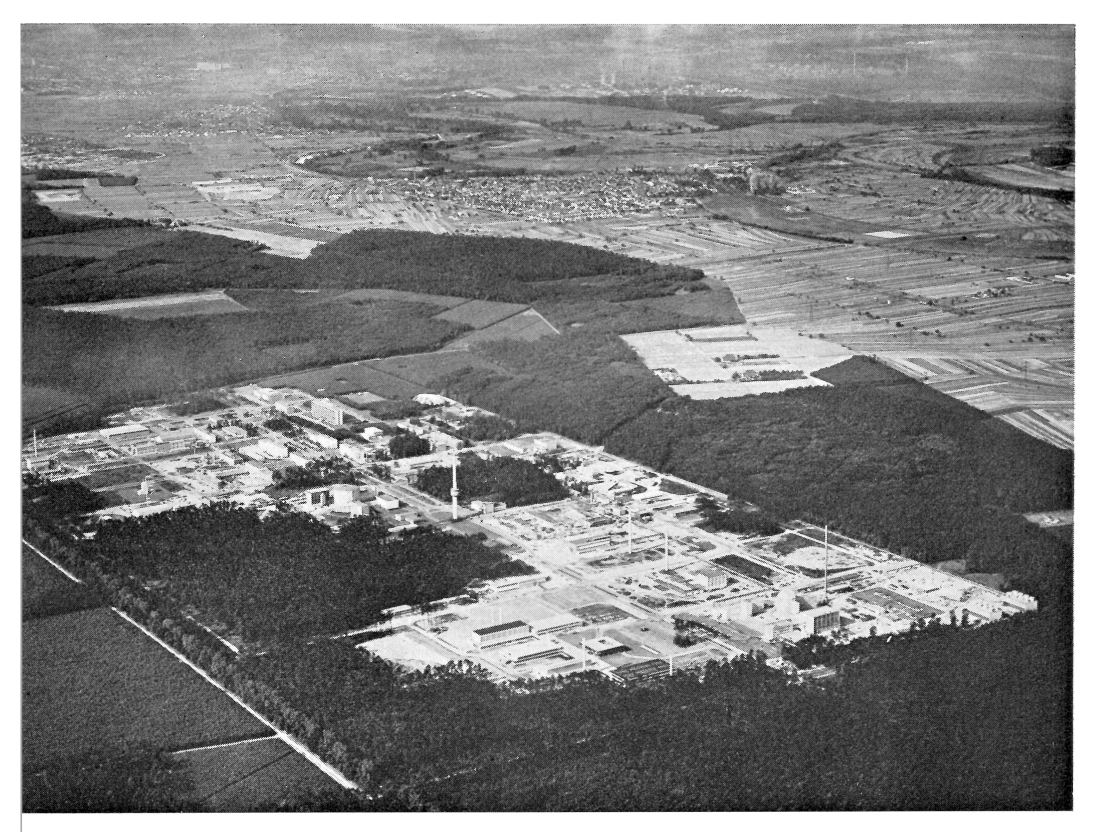


Abb. 7: Blick auf das Gelände des Kernforschungszentrums Karlsruhe

Reaktoraufbau

reicht. Der Kernbrennstoff besteht jetzt aus Urandioxid (UO_2) mit einer leichten Anreicherung von Uran 235 auf 2 %; die Gesamtmenge von UO_2 beträgt 2,1 t. Der Reaktorkern besitzt 158 Brennelemente von je 216 cm Länge; jedes Brennelement enthält 42 Brennstäbe mit einem Durchmesser (einschließlich der Hüllrohre) von 1,3 cm. Die Umhüllung besteht aus Zircaloy, einer Zirkon-Nickellegierung. Die Brennelemente sind in einem Tank von 310 cm Durchmesser und einer Höhe von 257 cm untergebracht. Sowohl die Kühlung der Brennelemente als auch die Moderierung des Reaktors erfolgt mit schwerem Wasser. Für die Steuerung des FR 2 stehen 16 Abschaltstäbe und ein Steuerstab aus Kadmium zur Verfügung. Der Abschirmung der vom Kern ausgehenden Strahlung dient eine 2,5 m dicke Schicht aus Schwerstbeton, dem

statt Sand und Kies wie beim normalen Beton als Zuschlagstoff ein Mineral, Magnetit, zugesetzt ist. Ein 18 cm dicker Gußeisenschild sowie ein Stahltank mit 11 cm Wandstärke, der noch verbleit und mit Boral, einem Aluminium-Borkarbid-Gemisch, ausgelegt ist (Abb. 8), vervollständigen die Abschirmung.

Das luftdichte und druckfeste Reaktorgebäude besteht aus einem Beton-Unterbau, der 6,2 m unter Gelände gegründet und 15,5 m hoch ist. Um jeden Kontakt mit dem Grundwasser zu verhindern, wurde in seine Fundamentschale eine Kunststoffolie eingearbeitet. Die Betonrotunde überwölbt eine Stahlglocke von 36 m Höhe und 38 m Durchmesser, die in ihrem oberen Teil einen Rundlaufkran von 60 t Hub zum Bewegen von schweren Lasten aufnimmt. Das Reaktorgebäude steht unter einem geringen Unterdruck von 10 mm Wassersäule gegenüber dem atmosphärischen Druck. Auf diese Weise wird sichergestellt, daß auch nicht die geringsten radioaktiven Bestandteile nach außen gelangen. Luftfilteranlagen halten schließlich radioaktive Aerosole zurück, soweit sie im Innern vorhanden sind.

Experimentelle Nutzung des Reaktors FR 2

Der Reaktor wurde erstmals am 7. 3. 1961 kritisch. 1963 konnte der Experimentierbetrieb bei der Leistungsstufe von 12 MW aufgenommen werden.

Bis zum Umbau des Reaktorkerns im Oktober 1965 war dieser Experimentierbetrieb vor allem durch zahlreiche physikalische Untersuchungen an den horizontalen Strahlrohren gekennzeichnet. Experimente mit größeren Prüfkreisläufen, die der Materialforschung und -prüfung dienen, erforderten eine längere Vorbereitung; sie setzten ab 1965 ein.

Der Reaktor wird bei vollem Schichtbetrieb mit einem Betriebszyklus von fünf Wochen bei knapp einwöchiger Unterbrechung gefahren. In den letzten vier Jahren konnte eine Einschaltdauer des Reaktors von rund 82 % erreicht werden. Die Verfügbarkeit der Anlage innerhalb der planmäßigen Betriebszeit liegt bei 95 %.

An 14 horizontalen Strahlrohren sind etwa 20 Experimente in Betrieb: γ-Strahlung, die beim Einfang von Neutronen entsteht, gibt durch ihre Energiezusammensetzung und Richtungsverteilung Informationen über die Struktur von Atomkernen; die Messung der unelastischen Streuung von Neutronen erlaubt Aussagen über die Strukturdynamik von Stoffen in allen drei Aggregatzuständen; die Atomstruktur von Festkörpern und Flüssigkeiten wird in ihren geometrischen und magnetischen Eigenschaften durch Neutronenbeugungsversuche, z. T. unter Verwendung polarisierter Neutronen, aufgeklärt.

Die große Zahl der nebeneinander arbeitenden Versuchseinrichtungen wurde durch Auffächerung der Neutronenstrahlen an einigen Strahlrohren ermöglicht und setzt im 24stündigen Schichtbetrieb eine weitgehende Automatisation der Experimentiereinrichtungen

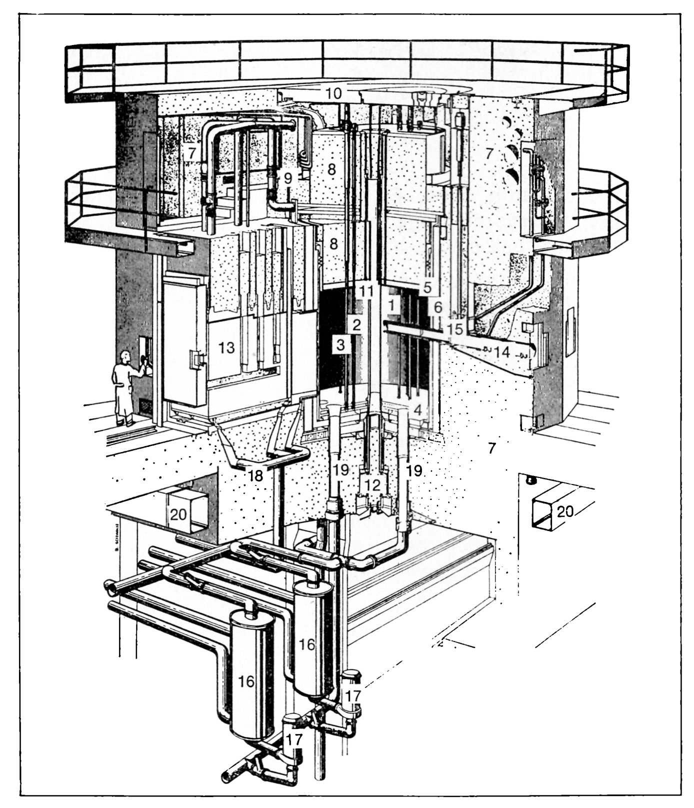


Abb. 8: Schnitt durch den Forschungsreaktor FR 2

1 Reaktorkern
2 Brennelemente
3 Trimm-Abschalt-Stab
4 Reaktortank (Aluminium)
5 Thermischer Schild (Stahltank mit Bleifüllung)
6 Gußeisen-Schirm
7 Biologischer Schirm
8 Reaktordeckel, zweiteilig
9 Deckelumgang
10 Drehdeckel
11 Zentraler Experimentierkanal
12 Experimentierkanal-Stopfen bzw. Adapter
13 Thermische Säule (Graphit)
14 Horizontaler Experimentierkanal
15 Strahlenschieber
16 Wärmetauscher
17 Primärkreislauf-Pumpe
18 Kreislauf für Thermische Säule
19 Kühlmittelzu- und -ablauf Reaktortank
20 Luftkanäle für Raumbelüftung

voraus; sie wurde durch Programmsteuerung mit vollautomatischen Registriergeräten und im besonderen mit einer in die Meß- und Auswertearbeit eingeschalteten Rechenzentralen erreicht.

Eine sogenannte „kalte Quelle“ ist seit 1968 in Betrieb: Eine durch gasförmiges Helium gekühlte Kammer im Reaktorkern enthält flüssigen Wasserstoff und erhöht die Flußdichte an niederenergetischen Neutronen, wie sie für die erwähnten Untersuchungen der Strukturdynamik besonders geeignet sind, je nach dem Energiebereich auf das Zehn- bis Zwanzigfache.

Eine zweite Kälteanlage mit anderem Versuchsziel konnte bereits 1965 in Betrieb genommen werden: Durch Helium werden hier während der Bestrahlung im Reaktorkern metallische Proben auf Temperaturen unter 20° K (20 K) gehalten; die eingefrorenen Strukturveränderungen können nach der Bestrahlung unter gradueller Temperung nachgewiesen werden.

Spaltbares Material wird besonders für das Projekt Schneller Brüter untersucht: So werden gleichzeitig bis zu 20 instrumentierte Kapselversuchseinsätze — teilweise mit mehreren Prüflingen — und einer Metallschmelze bzw. einem Gasspalt als Wärmeübertragungsmittel bestrahlt. Ein „Abbrandkreislauf“, in dem Brennstoffprüflinge durch Druckhelium auf Oberflächentemperaturen über 500° C gehalten werden, wurde Anfang 1966 in Betrieb genommen. Eine besondere Zusatzeinrichtung für Kurzzeitbestrahlungen erlaubt es hier, die Prüflinge während des Reaktorbetriebs zu wechseln und Aussagen über die Änderung der Brennstoffeigenschaften während des bisher wenig untersuchten Bestrahlungsbeginns zu erhalten.

Ein Hochdruckdampfkreislauf ging im August 1969 in Betrieb. Seine Teststrecke im Reaktorkern dient der Bestrahlung von hüllengeschädigten Brennstoffen und von Korrosionsproben.

Ein weiteres Experiment — ein Druck-Schwerwasserkreislauf — dient der Bestrahlung von Dispersions-Brennstoffplatten mit sehr hohem Urangehalt aus Uranaluminid-Aluminium. Man erwartet Aufschluß über die Kinetik der Reaktionen zwischen den Dispersionskomponenten und über die mit diesen Reaktionen zusammenhängenden Gefügeschäden und Volumenänderungen.

Um die direkte Konversion von thermischer in elektrische Energie auf thermoelektrischem Wege zu verwirklichen, werden Emitter und vollständige Konverter bei Temperaturen bis zu 2000° K (2000 K) bestrahlt.

Neben diesen Experimenten werden jährlich etwa 1500 Kleinprobenbestrahlungen durchgeführt: Die zu bestrahlenden Substanzen werden in Kapseln durch eine Rohrpostanlage oder mit „Isotopenkapselträgerrohren“ in den Reaktorkern eingebracht, so daß z. B. Radionuklide als Strahlungsquellen oder für Aktivierungsanalysen entstehen.

Abteilung Reaktorbetrieb und Technik

Die Abteilung Reaktorbetrieb und Technik (RB) hat die Aufgabe, den Reaktor FR 2, den Reaktor STARK und die Anlage „Heiße Zellen" zu betreiben, betriebsbereit zu halten und die Voraussetzungen für eine optimale Ausnützung dieser Einrichtungen zu schaffen. Der Betrieb dieser kerntechnischen Anlagen umfaßt neben der eigentlichen Betriebsabwicklung die Durchführung von Wartungs- und Reparaturarbeiten sowie die Ergänzung und Erweiterung der experimentellen, betrieblichen und sicherheitstechnischen Ausstattung. RB paßt die beabsichtigten Versuchsvorhaben an die vorhandenen Anlagen an oder ergänzt diese entsprechend, leistet umfassenden technischen und wissenschaftlichen Service und führt schließlich den Betrieb der Experimente durch und überwacht ihn.

Außerdem leistet RB allgemeinen ingenieurtechnischen Service für zahlreiche Institute des Zentrums und betreut Aufbau und Betrieb eines Kerntechnischen Hilfzuges.

Bei der Durchführung der übertragenen Aufgaben arbeitet RB eng mit den wissenschaftlichen und sonstigen technischen Institutionen zusammen.

2. Reaktoren der Kernforschungsanlage Jülich GmbH

Die Kernforschungsanlage Jülich GmbH (KFA) ist wie die übrigen deutschen Großforschungszentren eine privatrechtliche Gesellschaft, deren Gesellschaftsanteile zu 90 % von der Bundesrepublik Deutschland und zu 10 % vom Lande Nordrhein-Westfalen gehalten werden. Die erforderlichen jährlichen Betriebs- und Investitionsaufwendungen werden von Bund und Land im Verhältnis der Gesellschaftsanteile getragen.

Mit seinen 3600 Mitarbeitern betreibt das Forschungszentrum in insgesamt 14 Instituten nukleare und nichtnukleare Forschung und Entwicklung auf den Gebieten Reaktortechnik, Festkörperforschung, Kern- und Plasmaphysik, Chemie und Lebenswissenschaften (Nuklearmedizin, Neurobiologie, Botanik und Radioagronomie). Die Großprojekte der KFA befassen sich u. a. in Weiterführung der HTR-Baulinie mit der Entwicklung eines Gasturbinen-Prozesses für Hochtemperatur-Reaktoren, mit den Methoden für die Anwendung der nuklearen Wärme zur Vergasung von Braun- und Steinkohle sowie mit der Wiederaufarbeitung thoriumhaltiger Kernbrennstoffe.

FRJ-1 (MERLIN)

Der leichtwassermoderierte und -gekühlte Beckenreaktor FRJ-1, der ursprünglich für eine maximale thermische Leistung von 5 MW ausgelegt war, ist im Jahre 1971 wesentlich umgebaut und erweitert worden. Dieser Forschungsreaktor wird seit Ende 1971 mit einer maximalen thermischen Leistung von 10 MW betrieben. Als Brennstoff findet hochangereichertes Uran 235 in Form einer zu dünnen Platten ausgewalzten Uran-Aluminium-Legierung Verwen-

dung. 22 Platten bilden das kastenförmige MTR-Brennelement. Es enthält 264 g Uran 235. Die kritische Masse des Reaktorkerns beträgt etwa 3,4 kg Uran 235 (etwa 14 Brennelemente). Im Normalbetrieb werden 30 Brennelemente im Reaktorkern eingesetzt. Die Steuerung erfolgt durch vier Gabelabsorber.

Beim 10 MW-Betrieb steht im Zentrum des Reaktorkerns für Experimente eine thermische Neutronenflußdichte von $1{,}1 \cdot 10^{14}$ $cm^{-2}s^{-1}$ und eine schnelle Neutronenflußdichte von etwa $5 \cdot 10^{13}$ $cm^{-2}s^{-1}$ ($>$ 1 MeV) zur Verfügung.

Aufgrund der guten Zugänglichkeit des Kerns wird der Reaktor hauptsächlich für Bestrahlungsexperimente im Kernbereich benutzt. Durchschnittlich werden am FRJ-1 je Jahr etwa 3500 Einzelproben bestrahlt.

FRJ-2 (DIDO)

Der Forschungsreaktor FRJ-2 (DIDO) wurde nach Plänen der Firma Head-Wrightson-Processes Ltd./London von einer deutschen Firmengruppe erstellt. Der Tankreaktor verwendet als Brennstoff hochangereichertes Uran und zur Moderierung und Kühlung Schwerwasser, das Neutronen praktisch nicht absorbiert. Infolgedessen beträgt die kritische Masse nur 1,1 kg Uran 235. Im Normalbetrieb enthält eine Kernladung etwa 3,5 bis 3,6 kg Uran 235, um die für stark absorbierende Bestrahlungsexperimente benötigte Überschußreaktivität bereitzustellen. Die 25 rohrförmigen Brennelemente enthalten den Brennstoff in vier konzentrisch angeordneten, dünnwandigen Zylindern, die einen zentralen Bestrahlungskanal umschließen. Wegen der geringen Absorption des Schwerwassers ist auch die thermische Neutronenflußdichte im Vergleich zur Reaktorleistung relativ hoch. Nach einer Erhöhung der Reaktorleistung im August 1972 auf einen Betriebswert von 23 MW wird für die Neutronenflußdichte jetzt ein Maximalwert von etwa $2{,}3 \cdot 10^{14}$ $cm^{-2}s^{-1}$ erreicht.

Für Experimentierzwecke stehen etwa 50 vertikale und horizontale Strahlrohre verschiedenen Durchmessers und eine thermische Säule zur Verfügung. Der Reaktor wird vor allem für Bestrahlungen von neuentwickelten Materialien sowie für neutronenphysikalische Experimente genutzt.

Thorium-Hochtemperatur-Reaktor (THTR)

Die Planung und Entwicklung fortgeschrittener Reaktortypen ist eine wichtige Aufgabe der Kernforschungsanlage Jülich GmbH. Im Vordergrund der Untersuchungen stehen besonders die Arbeiten zur Entwicklung von Hochtemperatur-Reaktoren. Als direkte Konsequenz der Arbeiten, die bei der Planung und bei der Errichtung des ersten Reaktors der Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (AVR) geleistet wurden, entstand 1964 die Thorium-Hochtemperatur-Reaktor-Assoziation (THTR), in welcher sich EURATOM (heute: Kommission der Europäischen Gemeinschaften), die Kernforschungsanlage Jülich GmbH und die Firma Brown Boveri/Krupp (heute: Hochtemperatur-Reaktorbau GmbH — HRB), zusammen-

schlossen, um baureife Unterlagen für ein Prototypkraftwerk zu erarbeiten. Nach dem Baubeschluß im Jahre 1970 wurde im Sommer 1971 in Uentrop-Schmehausen am Rande des Ruhrgebiets mit dem Bau der 300-MW-Prototyp-Anlage begonnen (siehe Seite 113).

In der Entwicklungslinie der Hochtemperatur-Reaktoren stehen weitere Projekte an, denen von ihrer Anlage her in der Energiewirtschaft große Bedeutung zukommen dürften:

a) Der Prozeßwärme-Reaktor (PR, Seite 117) bietet sich zur Erzeugung von Prozeßwärme auf hohem Temperaturniveau an. Neben der Erzeugung von Prozeßdampf für die chemische Industrie und für Raffinerien kommt als weitere Einsatzmöglichkeit die Vergasung fester fossiler Brennstoffe, die Umwandlung von Methan in Wasserstoff oder Synthesegas sowie die Olefinerzeugung aus Benzin infrage.

b) Der Once-Through-Then-Out-Reaktor (OTTO, Seite 115) stellt eine Modifikation zum Kugelhaufen-Reaktor dar. Das Charakteristikum seines neuartigen Beschickungsprinzips liegt in der verlangsamten Beschickungsweise, so daß die Brennstoffkugeln ihren vorgesehenen Zielabbrand bereits nach einem einzigen Durchlauf erreichen. Dieses Prinzip findet im vorgenannten Prozeßwärme-Reaktor Anwendung.

c) Der Hochtemperatur-Reaktor mit Gasturbine im geschlossenen Kreislauf (HHT, Seite 120) sieht eine direkte Kopplung von Hochtemperatur-Reaktor und Heliumturbine vor. Dadurch wird eine höhere Wirtschaftlichkeit, eine Verbesserung der Technologie und ein günstigeres Störanfallverhalten erreicht.

3. Reaktoren der Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schiffahrt mbH., Hamburg-Geesthacht (GKSS)

Leistungsreaktoren finden auch Verwendung als Antriebsanlage für Seeschiffe. In dem Forschungszentrum der GKSS in Geesthacht-Tesperhude an der Elbe konzentrieren sich die Forschungs- und Entwicklungsarbeiten auf den Schiffsreaktorbau in der Bundesrepublik Deutschland.

Zur Durchführung von Versuchen für die Schiffsreaktorentwicklung, von Abschirmexperimenten und Materialuntersuchungen wurden in Geesthacht zwei Beckenreaktoren (Swimming-Pool-Typ, Reaktorkern in einem Wasserbecken) mit einer thermischen Leistung von 5 MW und 15 MW gebaut.

Die Übersichtlichkeit seiner Anordnung macht den Beckenreaktor besonders geeignet für Versuchs- und Forschungszwecke. Er ist ein heterogener Reaktor; die Brennstoffelemente aus hochangereichertem Uran, umschlossen von einem Aluminiummantel, tauchen, an einer fahrbaren Brücke befestigt, in ein großes, über sieben

Meter tiefes Wasserbecken, das dem Reaktor seinen Namen gegeben hat.

Vier Aufgaben des Wassers

Das Wasser übernimmt hier eine vierfache Funktion: es dient als Moderator, Reflektor, Kühlmittel und zugleich als Strahlenschutz. Für Beckenreaktoren, deren Leistung 100 kW nicht übersteigt, ist eine besondere Kühlanlage nicht notwendig; für größere Leistungen und hohe Neutronenflußdichte sind ein Kühlsystem und ein besonderer Strahlenschutz nicht zu umgehen. Ein Strahlenschutz ist insbesondere gegen das im Wasser durch Neutronenstrahlung entstehende Stickstoffisotop ^{16}N erforderlich. Dieser radioaktive Stickstoff hat allerdings eine Halbwertzeit von nur 8 s, so daß das Wasser nach etwa zehnmal 8 s, also nach rund einer Minute seine Radioaktivität praktisch wieder verloren hat. Man bringt deshalb das Kühlwasser, das durch den Reaktor hindurchgepumpt wurde, in einen ebenfalls strahlenabgeschirmten Tank und beläßt es dort einige Minuten. Das Wasser im Becken selbst muß sehr rein (entmineralisiert) sein, weil sonst die Gefahr besteht, daß gelöste oder suspendierte Verunreinigungen des Kühlwassers durch die Neutronenbestrahlung zur Bildung von radioaktiven Produkten führen. Besondere Beachtung verdient das Natrium 24, das aus dem Aluminium der Kernbrennstoff-Umhüllung entsteht.

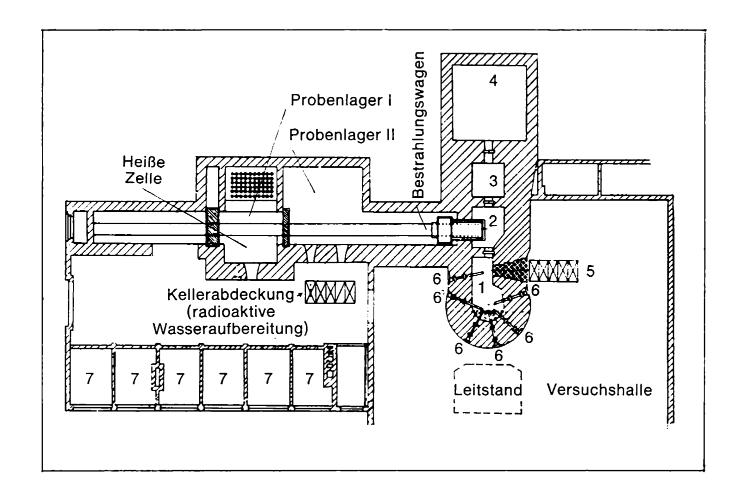


Abb. 9: Grundriß der Forschungsreaktor-Anlage Geesthacht

1—4 Reaktorbecken
5 thermische Säule
6 Strahlungskanäle
7 Laboratorien

Die extreme Reinheit des Wassers bewirkt eine Blautönung des Wassers im Becken, die physikalisch die gleiche Ursache hat wie das Blau des Himmels (statistische Dichteschwankungen, bedingt durch Brownsche Molekularbewegung). Das Reaktorbecken ist in vier Einzelbecken aufgeteilt (Abb. 9), die durch Schleusentore miteinander in Verbindung stehen. Drei Becken dienen als Betriebsbecken, in denen die in den Brennelementen erzeugten Neutronen zu Experimenten verwendet werden; das vierte ist ein Lagerbekken für abgebrannte Brennelemente.

Zwei Reaktorkerne in einem Becken

In der Forschungsreaktoranlage können zwei Reaktorkerne (FRG-1 und FRG-2) gleichzeitig in Betrieb genommen werden. Dabei befindet sich ein Reaktorkern — FRG-2 — stationär in dem großen Betriebsbecken 4, der andere — FRG-1 — kann in den Betriebsbecken 1 bis 3 verfahren werden. Die thermische Dauerleistung des FRG-1 beträgt maximal 5 MW, die des FRG-2 nach der 1967 und 1972 vorgenommenen Leistungserhöhung maximal 22 MW, wobei eine schnelle Neutronenflußdichte von mehr als 10^{14} $cm^{-2}s^{-1}$ verfügbar ist.

Das zum Becken 1 entgegengesetzt gelegene Becken 4 ist das größte und kann zur Aufnahme zu bestrahlender großer Teile, z. B. Abschirmplatten, dienen. Diese sind nach der Bestrahlung radioaktiv und werden, bis die Strahlung wenigstens teilweise abgeklungen ist, eine Zeitlang unter Wasser aufbewahrt. Das Betriebsbekken 2 besitzt als Besonderheit ein großes „Bestrahlungsfenster", an das von außen her durch einen strahlengeschützten Tunnel ein „Versuchswagen" mit einem großen Tisch herangefahren werden kann. Auf diesem Tisch können Versuchsanordnungen z. B. für Abschirmexperimente außerhalb des Strahlenbereichs aufgebaut und dann an das Bestrahlungsfenster herangebracht werden. Diese Einrichtung hat den Vorteil, daß die Bestrahlung nicht im Wasser geschieht.

Zur Untersuchung bestrahlter, also hochradioaktiver („heißer") Reaktorwerkstoffe stehen vier Heiße Zellen mit speziellen Untersuchungseinrichtungen zur Verfügung.

Tscherenkow-Strahlung

Beim Betrieb des Reaktors sind die im Wasser hängenden Brennelemente von einem intensiv bläulichen Licht umgeben, das nach seinem Entdecker, einem Moskauer Physiker, Tscherenkow-Strahlung genannt wird. Das Licht, das die Brennelemente umgibt, hat seine Ursache in den von den Brennelementen ausgesandten energiereichen Gammastrahlen, die beim Auftreten auf Materie Sekundärelektronen auslösen. Ist die Geschwindigkeit dieser Elektronen größer als die Ausbreitungsgeschwindigkeit des Lichtes im Wasser (225 000 km/s), dann ergeben sich physikalisch ähnliche Verhältnisse, wie wenn ein Geschoß oder Flugzeug mit Überschallgeschwindigkeit durch die Luft fliegt oder sich ein Schiff im Wasser fortbewegt: Es entsteht eine sich ausbreitende Bugwelle, weil das Schiff sich mit einer Geschwindigkeit fortbe-

wegt, die größer ist als die Ausbreitungsgeschwindigkeit der Welle auf der Wasseroberfläche. Beim Überschallflugzeug entsteht in ähnlicher Weise eine räumliche Stoßwelle innerhalb eines Kegelmantels, die wir bei nicht sehr hoch fliegenden Flugzeugen als unangenehmen Knall wahrnehmen. Die Größe des Winkels der Bugwelle hängt von der Geschwindigkeit des Schiffes oder des Flugzeuges ab. Analog bei der Tscherenkow-Strahlung in der Optik: Die zusätzliche Wellenbewegung entsteht nur, wenn die Elektronengeschwindigkeit größer ist als die Ausbreitungsgeschwindigkeit des Lichtes im Wasser. Diese von der Elektronenbewegung ausgehende Strahlung, deren Wellenlänge im Bereich des sichtbaren Lichtes liegt, nehmen wir als das bläuliche Licht im Reaktorbecken wahr.

Kritische Anordnung

Zur Ergänzung der Experimentiermöglichkeiten, die die Forschungsreaktoren bieten, wird auf dem Gelände der Reaktorstation eine sogenannte Anlage für Nulleistungs-Experimente, auch „Kritische Anordnung" („critical facility") genannt, betrieben. Sie dient dazu, das Verhalten eines projektierten Reaktors zu studieren, bevor der Reaktor selbst vollständig errichtet wird. Die „Kritische Anordnung" gestattet, die theoretisch gewonnenen Ergebnisse mit einem vertretbaren Aufwand an experimentellen Mitteln zu prüfen. Diese Einrichtung für die experimentelle Weiterentwicklung der geplanten Schiffsreaktoren und anderer Reaktoren besteht aus einer Betonrotunde von 22 m Innendurchmesser und einer lichten Höhe von 12,5 m. In der Mitte der Rotunde befindet sich der in der Mitte teilbare „Experimentiertisch", auf dem die gewünschte kritische Anordnung aufgebaut wird. Ein mit einem Schnellentleerungsventil versehener Tank (Durchmesser 250 cm,

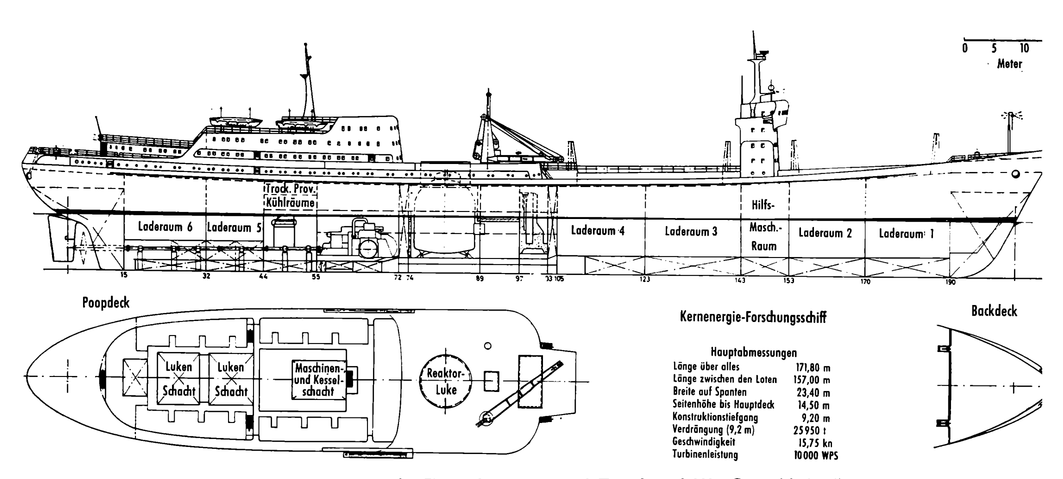


Abb. 10: Kernenergie-Forschungs- und Frachtschiff „Otto Hahn"

Höhe 400 cm) dient zum Aufbau von kritischen Anordnungen von wassermoderierten Kernen.

Erstes europäisches „Atomschiff“

Ein erster wichtiger Schritt zur Verwirklichung des Zieles der Gesellschaft — die Entwicklung eines wirtschaftlichen „Atomschiffes“ — ist mit dem Bau und Betrieb des ersten europäischen, mit Kernenergie angetriebenen Handelsschiffes „Otto Hahn“ erreicht, das gleichzeitig als Versuchs- und Forschungsschiff eingesetzt wird (Abb. 10). Dieses Schiff vom Typ eines Erzfrachters mit einer Tragfähigkeit von 15 000 Tonnen und einer Antriebsleistung von 10 000 PS an der Welle (auch als WPS bezeichnet) ist nach mehrjähriger Bauzeit bei den Kieler Howaldtswerken AG am 11. 10. 1968 in Betrieb genommen worden. Bei der Kernenergieantriebsanlage handelt es sich um einen **f**ortschrittlichen **D**ruckwasser**r**eaktor (FDR) mit einer thermischen Leistung von 38 MW. Bei einer Arbeitstemperatur von 278° C und einem Betriebsdruck von etwa 63 at (61,8 bar) wird an den Brennelementen des Reaktorkerns örtliches Sieden zugelassen. Durch die Anordnung des Wärmetauschers im Reaktorgefäß wird eine kompakte, für Schiffe gut geeignete Bauweise erreicht. Konstrukteur und Lieferer der Reaktoranlage ist die Arbeitsgemeinschaft der Firmen Deutsche Babcock & Wilcox/Interatom. Zu den Baukosten von etwa 56 Mio. DM trug die Europäische Atomgemeinschaft (Euratom) im Wege eines Beteiligungsvertrages 16 Mio. DM bei. Die übrigen Kosten wurden von den Gesellschaftern der öffentlichen Hand, und zwar dem Bund zu 60 % und den vier norddeutschen Küstenländern Bremen, Hamburg, Niedersachsen und Schleswig-Holstein zu 40 % aufgebracht.

Fortschrittliches Schiffsreaktorprogramm

Neben dem Bau und dem Betrieb der „Otto Hahn“ verfolgt die Gesellschaft im Rahmen ihrer Zielsetzung ein umfangreiches Arbeitsprogramm zur Entwicklung fortschrittlicher Schiffsreaktorsysteme. Hierbei widmet sie sich in enger Zusammenarbeit mit der deutschen Reaktorbau-Industrie insbesondere der Baulinie des sogenannten Leichtwasser-gekühlten und -moderierten Schiffsreaktors. Von der Gesellschaft angestellte umfangreiche Wirtschaftlichkeitsstudien lassen erwarten, daß bei Ausschöpfung des erkennbaren Entwicklungspotentials in den siebziger Jahren der Kernenergie-Schiffsantrieb bei bestimmten Leistungen, Schiffstypen und Fahrtgebieten gegenüber herkömmlichen Schiffsantrieben wirtschaftlich wird.
Im Vierten Deutschen Atomprogramm (Entwurf) für die Jahre 1973 bis 1976 wird die Förderung des Baues weiterer Kernenergie-Handelsschiffe in Aussicht gestellt. Sobald ausreichende Betriebserfahrungen mit der „OTTO HAHN“ vorliegen und die Entwicklung von Kernreaktoren für den Schiffsantrieb einen Stand erreicht hat, der den Betrieb von Kernenergie-Schiffen für die deutsche Handelsschiffahrt kommerziell interessant erscheinen läßt, wird eine den Demonstrationskernkraftwerken vergleichbare Förderung erwogen. Bei den Demonstrationskraftwerken wurden von der öffent-

lichen Hand gewisse Kapitalzuschüsse gewährt, ferner eine Betriebsgarantie zur Abdeckung der besonderen wirtschaftlichen Risiken beim Betrieb und der Verfügbarkeit der Anlage übernommen. Die Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schiffahrt bereitet mit interessierten deutschen Reedereien — in Zusammenwirken mit Reaktorbaufirmen und Werften — bereits erste Projekte für Kernenergie-Demonstrations-Handelsschiffe vor. Hierbei wird es sich um Schiffseinheiten mit Antriebsanlagen in der Größenordnung von etwa 80 000 WPS handeln. Infrage kommen größte Massengutfrachter oder große und schnelle Container-Schiffe.

4. Forschungsreaktor der TU München in Garching

Becken-Reaktor

Der Forschungsreaktor der Technischen Universität München in Garching (FRM) wurde als erster Kernreaktor der Bundesrepublik Deutschland am 31. 10. 1957 kritisch. Der Becken-Reaktor mit einer Wärmeleistung von maximal 4000 kW wurde von deutschen Firmen erstellt. Die Unterlagen für den nuklearen Teil lieferte eine amerikanische Firma. Als Moderator, Reflektor und Kühlmittel dient vollentsalztes gewöhnliches Wasser. Das nach oben offene Betonbecken mit einem Fassungsvermögen von 270 m^3 kann durch ein Aluminiumtor in Betriebs- und Lagerbecken aufgeteilt werden.

Reaktoraufbau

Der Reaktorkern wird von einem Aluminiumgerüst getragen, das an einer das Becken überspannenden verfahrbaren Brücke befestigt ist. Er enthält bis zu 54 Brennelemente vom Typ MTR (nach dem amerikanischen **M**aterial **T**est **R**eactor). Ein Brennelement besteht aus 23 Platten, die als Brennstoff eine Uran-Aluminium-Legierung mit zu 90 % angereichertem Uran 235 enthalten. Der Reaktor wird mit Hilfe von sechs Absorberstäben, die mit Borkarbid gefüllt sind, gesteuert.

Zur Kühlung des Reaktorkerns wird in einem Zwangskühlkreislauf Beckenwasser durch den Reaktorkern gesaugt. In einem Wärmetauscher gibt das Wasser die abgeführte Wärmeenergie an einen vollständig getrennten Sekundärkreislauf ab, der mit Brunnenwasser gespeist wird. Eine Ionentausche-Anlage dient zur kontinuierlichen Reinigung des Beckenwassers.

Der wegen der leichten Zugänglichkeit und Beweglichkeit des Reaktorkerns als Strahlungsquelle für Forschungsaufgaben besonders gut geeignete Reaktor dient ausschließlich der Grundlagenforschung in Physik und Radiochemie und der Ausbildung von jungen Wissenschaftlern (Abb. 11).

Arbeitsgebiete

Die Schwerpunkte der am FRM betriebenen Forschung liegen auf folgenden Gebieten:

Festkörperphysik (Mößbauereffekt, Bestrahlungen im Reaktor bei der Temperatur von flüssigem Helium, Streuung von Neutronen),

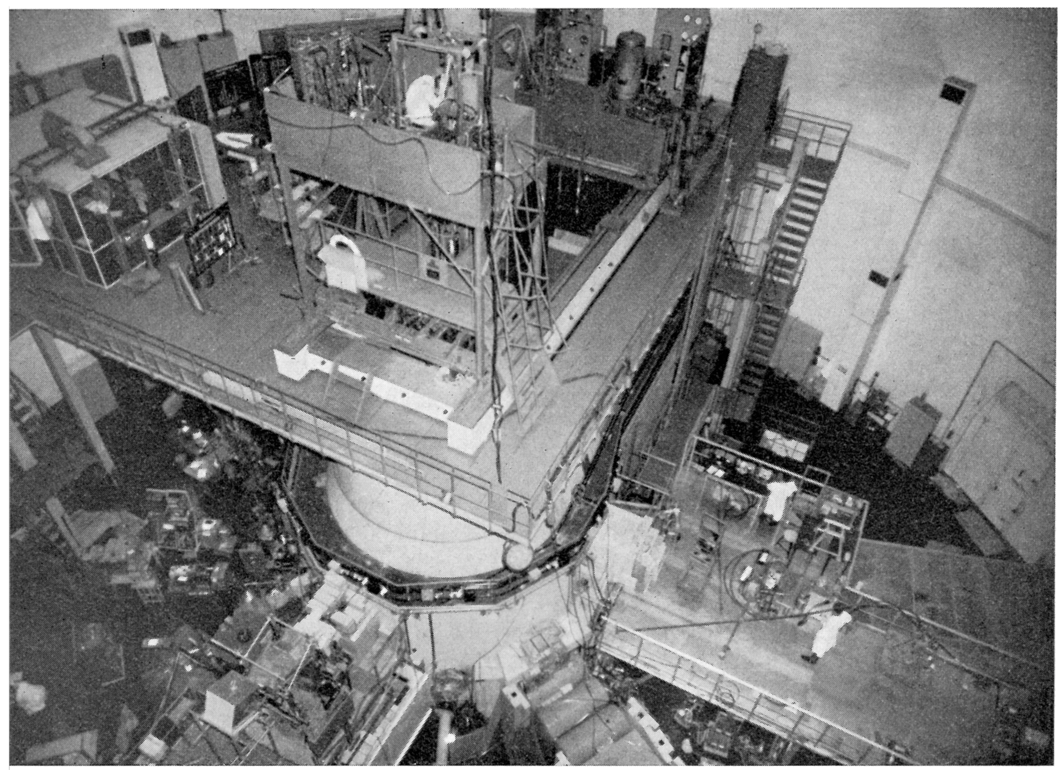


Abb. 11: Reaktorstation des Forschungsreaktors des Physik-Departments der TU München in Garching bei München

Kernphysik (z. B. Kernspaltung, Spektroskopie, Neutronen-Kernreaktionen),
Radiochemie (Aktivierungsanalyse, Chemie der Rückstoßkerne).

Siemens-Unterrichts-reaktor (SUR)

Ein Siemens-Unterrichtsreaktor (SUR) ist für Unterrichtszwecke im Rahmen des Aufbaustudiums Kerntechnik im Lehrstuhl für „Reaktordynamik und Reaktorsicherheit" (Laboratorium für Reaktorregelung und Anlagensicherung, Garching) der Technischen Universität München eingesetzt (Abb. 16).

5. Forschungsreaktoren der Hahn-Meitner-Institut für Kernforschung Berlin GmbH

Homogener Forschungs-reaktor BER I

Der homogene Forschungsreaktor der Hahn-Meitner-Institut für Kernforschung Berlin GmbH hatte bei einer maximalen thermischen Leistung von 50 kW von seiner Inbetriebnahme im Jahre

1958 bis Ende 1971 eine Betriebszeit von 24 000 h erreicht. Dabei wurden neben Strahlrohrexperimenten rund 19 000 Kapselbestrahlungen durchgeführt. Wegen der auf 15 Jahre veranschlagten Lebenszeit dieses Reaktors wurde recht früh mit der Planung eines Nachfolgereaktors begonnen, dessen Inbetriebnahme 1973 erfolgen wird. Dieser neue Reaktor trägt die Bezeichnung BER II (**B**erliner **E**xperimentier-**R**eaktor, Konstruktion und Ausführung INTERATOM Internationale Atomreaktorbau GmbH, Bensberg) im Vergleich zum homogenen Reaktor BER I, der im Laufe der Inbetriebnahme des Nachfolgereaktors außer Dienst gestellt wird.

BER II

Reaktoraufbau

Der BER II zählt vom grundsätzlichen Aufbau zu den Beckenreaktoren (Swimming-Pool-Reaktoren). Sein Kern ist in einem mit Wasser gefüllten Becken angeordnet; als Moderator zur Kühlung und Abschirmung nach oben dient vollentsalztes gewöhnliches Wasser. Das insgesamt 12 m tiefe Reaktorbecken gliedert sich in ein Betriebs- und ein Abstellbecken. Beide sind voneinander durch ein verschiebbares Tor abtrennbar. Damit ist es möglich, den Kern in das Abstellbecken zu verfahren und das Betriebsbecken, z. B. zu Zwecken des Umbaus oder der Reparatur, zu entleeren.

Den Reaktorkern trägt eine auf dem Beckenrand laufende Bedienungsbrücke. Dabei hängt der Kern an einer Gitterkonstruktion aus Aluminium, die vertikal verschiebbar an der Bedienungsbrücke aufgehängt ist. Diese Verfahrbarkeit erlaubt die optimale Anordnung der Strahlrohre rund um den Kern, da er vor einem horizontalen Verfahren zunächst bis über die Strahlrohrebene angehoben wird.

Die Gitterplatte enthält in quadratischer Anordnung 60 Positionen zum Einsetzen von Brenn-, Steuerstab- und Reflektor-Elementen. Es werden wahlweise MTR-Brennelemente oder Elemente aus Uranzirkonhydrid verwendet. Mit letzterem läßt sich wie bei TRIGA-Reaktoren der Reaktor im Pulsbetrieb betreiben. Die Dauerleistung liegt bei beiden Brennstofftypen bei 5 MW; die Energiefreisetzung im Pulsbetrieb wird etwa 20 MWs maximal betragen. Für 5 MW-Betrieb errechnet sich in Kernmitte eine Neutronenflußdichte von 10^{14} cm^{-2} s^{-1} und an den Strahlrohrnasen eine solche von rund 10^{13} cm^{-2} s^{-1}.

In radialer Richtung ist das Reaktorbecken von einer 2 m starken Schwerbetonabschirmung umgeben.

Die im Reaktorbecken entstehende Wärmemenge wird von den Brennelementen über einen primären und einen sekundären Kühlkreislauf an die Umgebung abgeführt. Im primären Kühlkreislauf saugen drei im Becken hängende Saugpumpen das Wasser von oben nach unten durch den Reaktorkern, führen es durch eine Verbindungsleitung zum Wärmetauscher, der sich im Becken befindet, und geben es über eine ringförmige, über dem Reaktorkern angeordnete Aufgabeleitung ins Betriebsbecken zurück. Im Wärmetauscher wird die Wärme über den Sekundärkreis und zwei Verdunstungskühler an die Umgebungsluft abgeführt.

Reaktorgebäude

Das Reaktorgebäude besteht im wesentlichen aus einer Experimentierhalle, in die alle Strahlrohre münden, und einer darüber befindlichen Reaktorhalle, von der die offene Wasseroberfläche umschlossen ist. Arbeiten am Reaktorkern oder im Becken werden daher ausschließlich von der Reaktorhalle aus vorgenommen. Diese wurde daher als gasdichter Stahlbehälter (Sicherheitshülle, Containment) ausgeführt, während die Experimentierhalle baudicht ist.
Eine Lüftungsanlage mit Filtereinrichtungen für radioaktive Schwebstoffe und Jod ist direkt an die Reaktorhalle angebaut; sie gestattet in beiden Hallen bei einer Betriebsstörung außer einer Abluftfilterung auch eine Umluftfilterung zur schnellen Reinigung der Hallenluft.

Experimente

Für Experimentierzwecke stehen zwei am Reaktorkern tangential vorbeilaufende, durchgehende Strahlrohre, fünf normale tangentiale und drei direkt auf den Reaktorkern zielende Strahlrohre zur Verfügung (Abb. 12). Drei der erwähnten Strahlrohre enden außen in einer 1,5 m tiefen Nische, die mit den Abmessungen 1,0 x 1,5 m bereits den Aufbau von Experimenten innerhalb der Nischen ermöglicht. Außerdem gibt es Beladungsmöglichkeiten in einer thermischen Säule, in einem Bestrahlungskarussell am Umfang des Reaktorkerns und eine zentrale Bestrahlungsposition.
Schwerpunkte der am BER II betriebenen Forschung werden für die nächste Zukunft sein:

1. Nukleare chemische Forschung
   Anwendung nuklearer Methoden für chemische, speziell physiko-chemische, analytische und präparative Fragestellungen
2. Reaktorchemische Forschung
   chemische Fragestellungen für den Betrieb von Reaktoren, einschließlich Kernbrennstoffkreislauf und radioaktiver Abfälle
3. Arbeiten auf dem Gebiet der kondensierten Materie mittels Neutronen-Streu-Experimenten

Wie auch am BER I werden am BER II Radionuklide in größerem Umfang für medizinische Zwecke hergestellt.

6. Forschungs- und Meßreaktor der PTB in Braunschweig

Die Physikalisch-Technische Bundesanstalt (PTB), Braunschweig, mit etwa 100 wissenschaftlichen Laboratorien, technische Oberbehörde für das Meßwesen in der Bundesrepublik Deutschland, verfügt über einen Kernreaktor (FMRB) für Forschungs-, Meß- und Bestrahlungszwecke.

Arbeitsgebiete

Zu seinen Aufgaben gehören die Prüfung und Weiterentwicklung bekannter, sowie die Schaffung neuer Methoden der Strahlenmeßtechnik, insbesondere zur Messung der Flußdichte langsamer und schneller Neutronen mit ihren räumlichen und spektralen Verteilungen in Reaktoren und in der Bereitstellung von Neutronenfeldern und -strahlen mit bestimmter

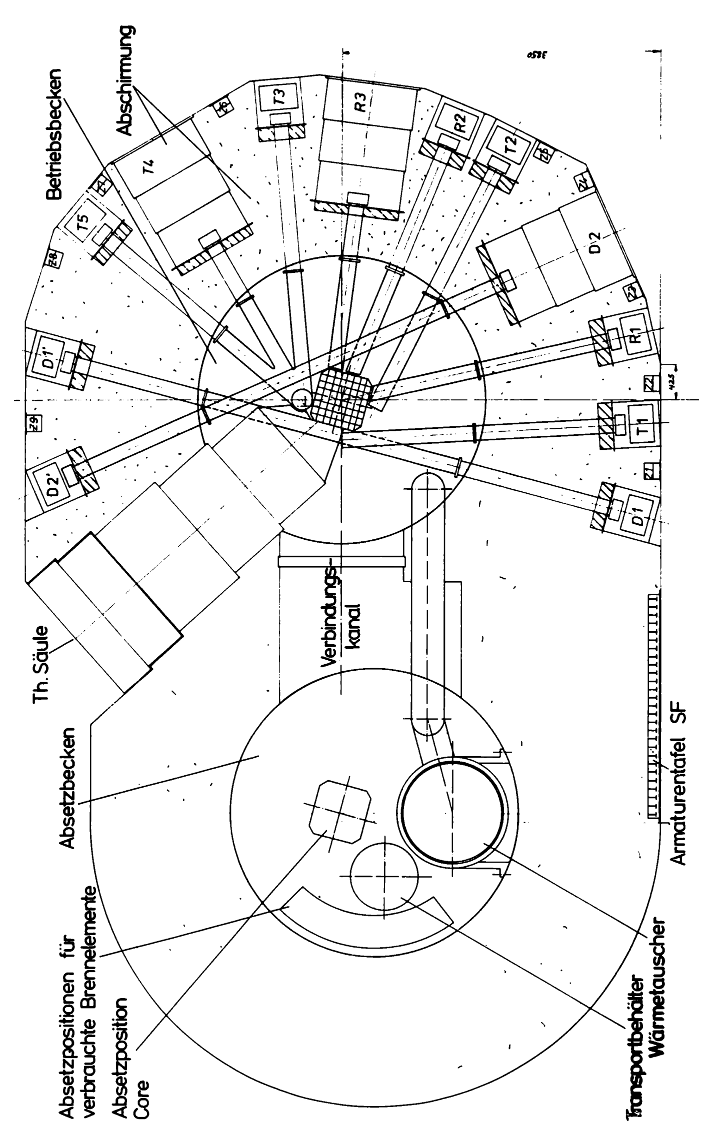


Abb. 12: Grundriß des Berliner Experimentier-Reaktors BER II

D1, D1′, D2, D2′	am Reaktorkern tangential vorbeiführende durchgehende Strahlrohre
T1 bis T5	tangentiale Strahlrohre
R1 bis R3	direkt auf den Reaktorkern zielende Strahlrohre
Z1 bis Z9	elektrische Schalttafeln

Energieverteilung für Kalibrierzwecke. Die Untersuchungen und Prüfungen erfordern spezielle Einrichtungen in dem Reaktor und eine besondere Betriebsweise, die sich mit den abweichenden Aufgaben anderer Reaktoren nicht vereinbaren läßt. Aus dem gleichen Grund betreibt auch das Schwesterinstitut der PTB in den USA, das National Bureau of Standards in Washington, einen eigenen Forschungsreaktor.
Neben diesen Spezialaufgaben dient der PTB-Reaktor auch Forschungsarbeiten wie z. B. der genauen Bestimmung von h/m (h = Planck-Konstante, m = Neutronenmasse) durch Bragg-Reflexion von Neutronen bekannter Geschwindigkeit an Silizium-Einkristallen, der Bestimmung der Spinabhängigkeit von Wirkungsquerschnitten durch Beobachtung der Transmission polarisierter Neutronen durch polarisierte Targets, der Messung der Lebensdauern angeregter Kernniveaus und ihrer magnetischen Momente, der Bestimmung des Spektrums der bei der Kernspaltung emittierten Neutronen, der Untersuchung neutronenoptischer Probleme. Festkörperphysikalische Aufgabenstellungen werden von einer Gruppe der Technischen Universität Braunschweig mit Hilfe der Kleinwinkelstreuung von Neutronen an Einkristallen bearbeitet. Vielfältige Bestrahlungseinrichtungen ermöglichen anderen Instituten innerhalb und außerhalb der Bundesanstalt Untersuchungen auf ihren jeweiligen Arbeitsgebieten.

Reaktoranlage

Der PTB-Reaktor ist ein Beckenreaktor. Er besitzt ein zylindrisches, mit Wasser gefülltes Becken von 3,50 m Durchmesser und 9 m Tiefe, in dem in etwa 7 m Tiefe der Reaktorkern an drei Tragsäulen aufgehängt ist.
Der Reaktorkern besteht aus zwei rechteckigen Zonen von jeweils etwa 25 Brennelementen vom Typ MTR, zwischen die ein 60 cm breiter, mit schwerem Wasser gefüllter Behälter gesetzt ist. Die Kopplung der beiden Spaltstoffzonen miteinander beträgt 0,5 %, d. h. dieser Anteil der Spaltungen in einer Zone wird durch die von der anderen Zone eindiffundierten Neutronen hervorgerufen. Durch den Behälter ist ein Strahlrohr geführt, in dessen Mitte ein homogenes Feld langsamer Neutronen mit einer maximalen Flußdichte thermischer Neutronen von $9 \cdot 10^{12}$ cm^{-2} s^{-1} besteht. Die Nennleistung des Reaktors beträgt 1 MW, eine Erhöhung ist vorgesehen. Das Reaktorbecken steht in einer großen Experimentierhalle (Abb. 13) und ragt mit seinem oberen Ende in einen kleineren, über der Halle befindlichen gasdichten und druckfesten Raum hinein.

7. Forschungsreaktor TRIGA

Die Forschungsreaktoren vom Typ TRIGA[12] wurden von der amerikanischen Firma General Atomic (San Diego, Kalifornien) entwik-

[12] „TRIGA" ist entstanden aus: **T**raining, **R**esearch, **I**sotope Production facility of **G**eneral **A**tomic.



Abb. 13: Experimentierhalle des Forschungs- und Meßreaktors Braunschweig

kelt und werden in der Bundesrepublik von der Gutehoffnungshütte, Oberhausen-Sterkrade, gebaut.

Reaktoraufbau

Der TRIGA-Reaktor ist ein Beckenreaktor. Brennstoff und Moderator bilden eine homogene Matrix aus angereichertem Uran (20 % U235) und Zirkonhydrid. Das stabförmige Brennelement enthält 8 Gewichtsprozente Uran, 91 Gewichtsprozente Zirkon und 1 Gewichtsprozent Wasserstoff. Das Atomverhältnis Zirkon : Wasserstoff variiert von 1 : 1 bis 1 : 1,7. Ein besonderes charakteristisches und für die Sicherheit des TRIGA-Reaktors wichtiges Merkmal ist das unmittelbare Reagieren der Leistung oder der Reaktivität auf jede Temperaturänderung des Brennstoffs. Bei jeder Temperaturerhöhung geht die Neutronenproduktion im Reaktorkern und damit die Reaktivität prompt zurück, so daß die Reaktorleistung automatisch, ohne äußere Kontrollvorrichtungen in sicheren Grenzen gehalten wird. Er kann also auch bei Fehlbedienung nicht „durchgehen". Der Reaktor besitzt ein übliches Steuerstabsystem aus Borkarbid. Die Antriebsvorrichtungen für die Steuerstäbe befinden sich auf einer Brücke oberhalb des mit voll entsalztem Wasser gefüllten Reaktorbeckens (Abb. 14).

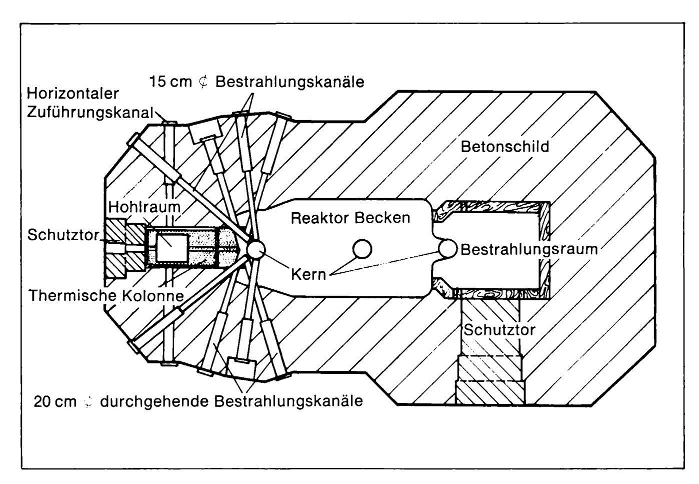


Abb. 14: Triga III: Horizontalschnitt

Die Strahlung des auf dem Boden des Reaktortanks stehenden Reaktorkerns wird durch die darüberliegende etwa 5 m hohe Wassersäule abgeschirmt. Die Brennelemente werden oben und unten durch zwei Gitterplatten aus Aluminium gehalten. Der Kern ist von einem hohlzylindrischen Graphitreflektor von 30 cm Dicke umgeben.

In der Bundesrepublik Deutschland sind mit einem TRIGA-Forschungsreaktor ausgerüstet:

das Deutsche Krebsforschungszentrum in Heidelberg;

das Institut für Anorganische Chemie und Kernchemie der Universität Mainz;

die Medizinische Hochschule Hannover;

die Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung mbH, München;

Institut für Kernphysik der Universität Frankfurt.

a) Die Abteilung für Nuklearmedizin des Deutschen Krebsforschungszentrums Heidelberg betreibt einen TRIGA-I-Reaktor mit einer thermischen Dauerbetriebsleistung von 250 kW und einer maximalen Neutronenflußdichte von 10^{13} cm^{-2} s^{-1}. Die Hauptanwendung dieses in Europa erstmalig für die Krebsforschung eingesetzten Reaktors besteht in der Erzeugung kurzlebiger Radioisotope zur Diagnose und Therapie geschwulst-

kranker Patienten, in der Aktivierungsanalyse zur Bestimmung von Spurenelementen oder Konzentrationen im Bereich von ppm oder ppb[13] in der Biochemie oder bei tumorhemmenden Pharmaka, sowie in der Aktivierungsautoradiographie, z. B. zur Lokalisierung von Kalzium 45 innerhalb von Gewebestrukturen. Der Reaktorkern des TRIGA I befindet sich auf dem Boden eines mit vollentsalztem Wasser gefüllten Aluminiumtanks (Höhe etwa 6,5 m und Durchmesser 2,0 m), der vollständig in das Erdreich der Reaktorhalle eingelassen ist. Das Wasser bildet in vertikaler Richtung den Strahlenschutz und dient gleichzeitig zur Kühlung. In radialer Richtung geschieht die Abschirmung durch Wasser, Beton und Erdreich.

TRIGA-Reaktor im Pulsbetrieb (Mainz)

b) Das Institut für Anorganische Chemie und Kernchemie der Universität Mainz besitzt einen TRIGA-II-Reaktor mit einer Dauerbetriebsleistung von 100 kW. Er ist zusätzlich mit einer Pulsvorrichtung ausgestattet, welche die Durchführung von Forschungsvorhaben besonders auf kernchemischem Gebiet bei hoher Neutronenflußdichte gestattet. Im „Pulsbetrieb" sind für den Bruchteil einer Sekunde Neutronenflußdichten erzielbar, die 100 bis 1000mal höher sind als die im Normalbetrieb; es werden innerhalb von 40 Millisekunden 12 MWs an thermischer Energie freigesetzt und dabei eine maximale Neutronenflußdichte von 10^{16} cm^{-2} s^{-1} erzielt. Der Größtwert der bei einem Puls auftretenden thermischen Leistung beträgt 250 MW. Man erzeugt den Leistungsimpuls, indem man einen Absorberstab in sehr kurzer Zeit — etwa 1/10 s — aus dem Reaktorkern pneumatisch hinausschießt.
Die dadurch entstehende hohe Neutronenflußdichte bewirkt neben der Leistungssteigerung eine sehr rasche Erhöhung der Temperatur des Brennstoffmoderatorgemisches. Wegen der bereits beschriebenen Eigenschaften des Uran-Zirkonhydrid-Elements bedeutet aber der plötzliche Temperaturanstieg eine ebenso prompte Abnahme der Reaktivität und damit der Reaktorleistung. Es wird also ein Durchgehen des Reaktors verhindert, ohne daß eine manuelle oder automatische Steuerung betätigt werden muß.
Im Aufbau stimmt TRIGA II mit TRIGA I überein, nur ist beim Typ II der Reaktortank über dem Boden der Reaktorhalle errichtet und radial mit einer Betonabschirmung umgeben. Durch diese Anordnung ergeben sich noch zusätzliche Möglichkeiten für Strahlrohrexperimente.

TRIGA-Reaktor für Nuklearmedizin (Hannover)

c) Das Institut für Nuklearmedizin und spezielle Biophysik der Medizinischen Hochschule Hannover verfügt über einen TRIGA-I-Reaktor mit einer thermischen Leistung von 250 MW, der in seinem Aufbau weitgehend mit dem TRIGA in Heidelberg über-

[13] parts per million bzw. parts per billion

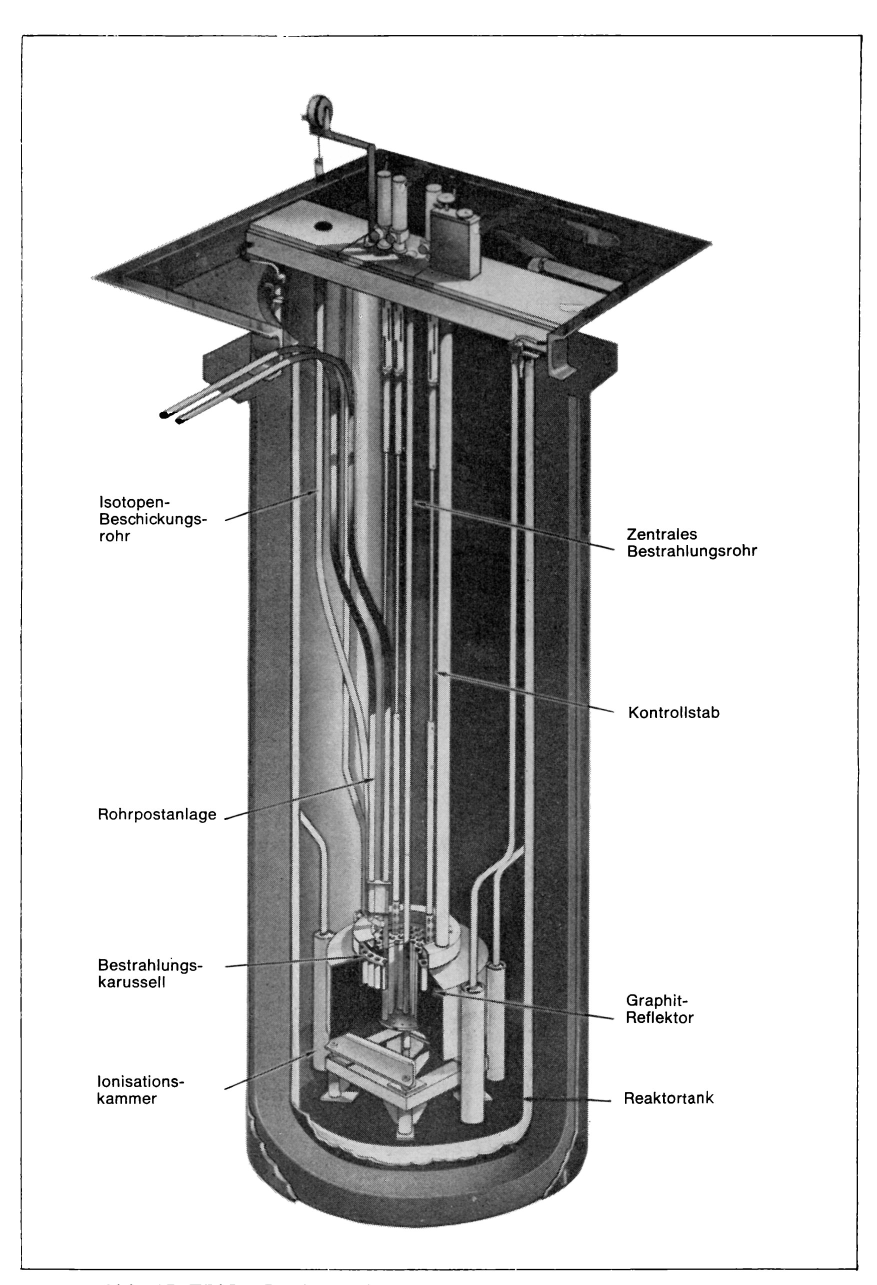


Abb. 15: TRIGA-Reaktor mit Kern und Reflektor

einstimmt. Die Hauptanwendung in der Medizin besteht in der Erzeugung kurzlebiger Radionuklide, die für diagnostische und therapeutische Zwecke verwendet werden. Als besondere Experimentiereinrichtung ist der Reaktor mit einer vollautomatischen Rohrpostanlage ausgerüstet, die das Be- und Entladen der Bestrahlungspositionen im Reaktorkern von verschiedenen Labors aus ermöglicht.

TRIGA-Reaktor für biologische Strahlenforschung (München)

d) Die Gesellschaft für Strahlen- und Umweltforschung mbH, München, hat für die physikalisch-technische Abteilung einen TRIGA-III-Reaktor erhalten (Abb. 14 und 15) mit einer thermischen Dauerbetriebsleistung von 1 MW und einer Pulsleistung bis zu 2000 MW. Bei dieser Dauerleistung wird eine maximale thermische Neutronenflußdichte von $3 \cdot 10^{13}$ cm^{-2} s^{-1} und im Pulsbetrieb eine Flußdichte von maximal $6 \cdot 10^{16}$ cm^{-2} s^{-1} erreicht. Die Halbwertsbreite des Leistungspulses beträgt etwa 10 ms. Der Reaktor dient im wesentlichen der Erzeugung von Radionukliden und der Durchführung von Aktivierungsanalysen.
Die Erzeugung kurzlebiger Radioisotope ist wichtig für folgende Untersuchungen: Untersuchung des Stoffwechsels von bestrahlten und unbestrahlten Tieren, Untersuchung der Radiotoxizität verschiedener Nuklide bei Inkorporation, Bearbeitung strahlenhämatologischer Probleme, Untersuchung chemischer Stoffe und Arzneimittel durch Markierung. Ein weiteres bedeutsames Anwendungsgebiet stellt die Aktivierungsanalyse für Spurenelemente wie Mg, Zn, Cu u. a. im Blut für die Untersuchung des Gesamtstoffwechsels oder aber für die Bestimmung und den Vergleich von grundsätzlichen Unterschieden in bösartigen und gesunden Geweben bei Patienten mit Geschwulstkrankheiten dar.

Umrüstung eines Homogenreaktors auf das TRIGA-System (Frankfurt)

e) Im Institut für Kernphysik der Universität Frankfurt wird der Homogenreaktor L54 auf das TRIGA-System umgerüstet. Nach Abschluß der baulichen Maßnahmen und der Montage des TRIGA-Reaktors steht dem Institut für die Fortführung der Forschungsvorhaben ein Reaktor zur Verfügung, der eine Leistungssteigerung von 50 kW auf 1000 kW aufweist.

8. Siemens-Unterrichtsreaktoren (SUR)

Im Unterschied zu den relativ leistungsstarken, komplizierten und kostspieligen Forschungsreaktoren, die in erster Linie als Neutronenquelle zur Gewinnung neuer wissenschaftlicher Erkenntnisse dienen sollen, stellen die sogenannten Unterrichtsreaktoren kerntechnische Lehrmittel dar. Sie sollen auf möglichst einfache Weise den Studierenden mit den wichtigsten Tatsachen des Betriebes eines Reaktors vertraut machen. Aus didaktischen Gründen strebt man dabei möglichst einfache und sichere Apparaturen bei geringer Leistung des Reaktors an.

SUR als kern-technisches Lehrmittel

In der Bundesrepublik Deutschland hat der Siemens-Unterrichts-Reaktor SUR 100 starke Verbreitung gefunden. Es sind heute bereits 14 Siemens-Unterrichts-Reaktoren in Betrieb:

1. Institut für Kerntechnik der Technischen Universität Berlin (1963),
2. Institut für Reaktortechnik der Technischen Hochschule Darmstadt (1963),
3. Institut für Kernenergetik der Technischen Hochschule Stuttgart (1964),
4. Ingenieurschule der Freien und Hansestadt Hamburg (1965),
5. Staatliche Ingenieurschule Ulm (1966),
6. Staatliche Ingenieurschule Kiel (1966),
7. Schule für Kerntechnik Karlsruhe, Kernforschungszentrum Karlsruhe (1966),
8. Institut für elektrische Anlagen und Energiewirtschaft der Technischen Hochschule Aachen (1966),
9. Ingenieurschule Bremen (1967),
10. Technische Universität Hannover, Institut für Kerntechnik (1971),
11. Technische Universität München, Lehrstuhl für Reaktordynamik und Reaktorsicherheit,
12. Universität Rosario, Argentinien (1971),
13. Universität Mexico City (1972),
14. Fachhochschule Furtwangen (1972).

Die thermische Leistung des SUR 100 beträgt nur 0,1 W. Unter Verzicht auf hohe Neutronenflußdichte ist dieser reine Unterrichtsreaktor so ausgelegt, daß weder Kühlung noch Abluft-Anlagen nötig sind. Er kann ohne besondere bauliche Maßnahmen in jedem Laboratorium in jeder Hochschule oder technischen Lehranstalt aufgestellt werden (Abb. 16).

Aufbau des SUR

Der Reaktorkern ist aus einzelnen Platten aufgebaut, die aus einer homogenen Mischung von U_3O_8-Pulver (20 % Anreicherung an U 235) als Kernbrennstoff und Polyäthylen als Moderator bestehen. Der Kern ist von allen Seiten von einer 20 cm starken Reflektorschicht aus Graphit umgeben. Die kritische Masse beträgt etwa 700 g U 235.

Für Experimente stehen drei horizontale Kanäle zur Verfügung, von denen einer durch die Mitte des Reaktorkerns hindurchführt, sowie eine thermische Säule aus Graphit mit vier vertikalen Kanälen. Eine thermische Säule ist ein relativ großer und dicker Graphitkörper, der von außen bis an den Reaktorkern heranreicht. Die großen Geschwindigkeiten der bei der Uranspaltung freiwerdenden Neutronen werden in der dicken Schicht des Moderators Graphit verringert. An der thermischen Säule steht somit eine für viele Experimente hinreichend große Flußdichte thermischer Neutronen zur Verfügung. Der Graphit der thermischen Säule befindet sich in einem Aluminiumtank, so daß er leicht durch einen anderen Mode-

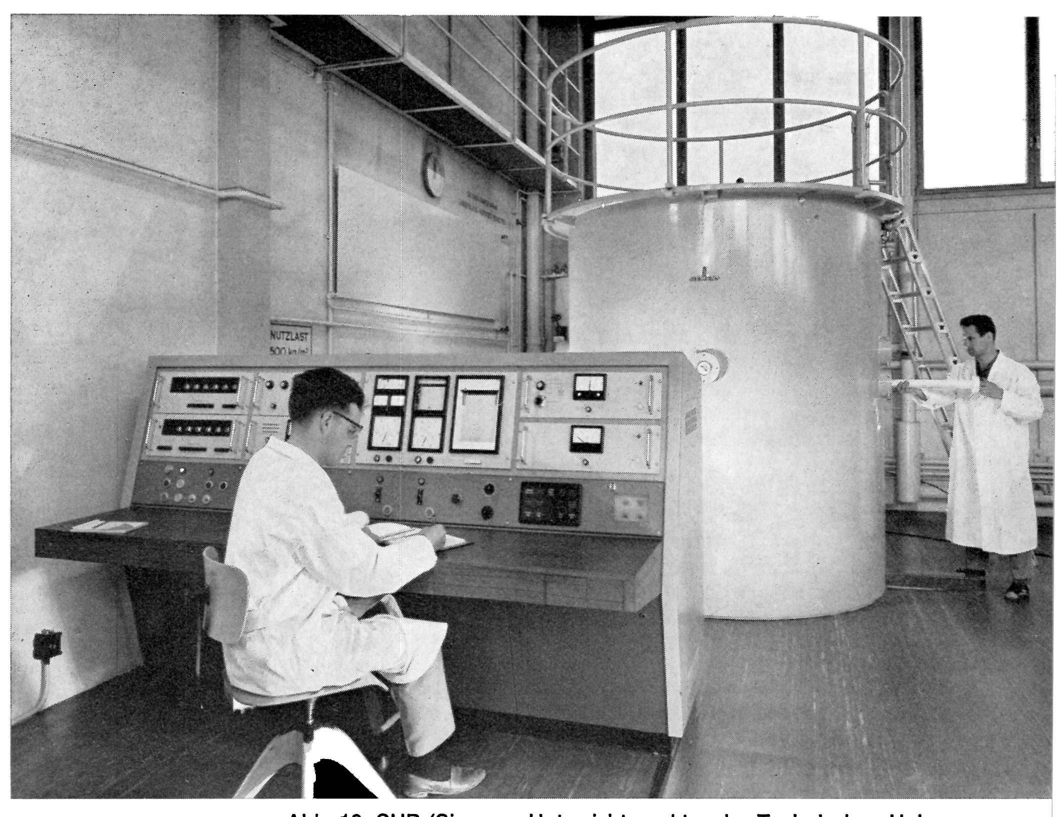


Abb. 16: SUR (Siemens Unterrichtsreaktor der Technischen Universität Berlin)

rator (z. B. H_2O oder D_2O) ersetzt werden kann. Mit dem Meß- und Reguliersystem des Reaktors ist eine Verriegelungsschaltung gekoppelt, die jede Fehlbedienung sofort unwirksam macht. Wenn die Betriebstemperatur um 10° C über den Sollwert steigt, erlischt die Kettenreaktion von selbst; man sagt, der SUR ist „inhärent stabil".

9. Versuchsanlagen der Reaktorindustrie

Entwicklung, Projektierung und Bau großer Reaktoranlagen werden in der Bundesrepublik von einigen Großunternehmen der Elektrotechnik und des Maschinenbaus durchgeführt, die ihrerseits wieder zahlreiche Spezialfirmen der Chemie, des Stahlbaus,

der Verfahrenstechnik, des Bauwesens usw. zur Mitarbeit heranziehen. Die deutsche Industrie widmet sich zielstrebig dem neuen kerntechnischen Arbeitsgebiet. Sie beschränkt sich dabei nicht wie in der ersten Phase der kerntechnischen Entwicklung vorwiegend auf den Vertrieb oder den Nachbau ausländischer Reaktoren, sondern führt, wenn auch in verschiedenem Umfang, eine eigenständige Entwicklung durch. In den ersten Anfängen bediente sich Siemens und AEG für kernphysikalische und kerntechnische Untersuchungen eines Argonaut-Reaktors.

ARGONAUT-Reaktor

Aufbau

Der Reaktorkern des Argonaut besteht aus einem inneren und einem äußeren Aluminiumtank in konzentrischer Anordnung mit dem dazwischenliegenden ringförmigen Kern. Dieser Ringspalt enthält die plattenförmigen Brennelemente aus angereichertem Uran (20 % ^{235}U) und Graphitfüllstücke; er ist aufgefüllt mit Wasser, das als Moderator und Kühlmittel gleichermaßen dient. Den äußeren Tank umgibt ein Graphitwürfel als Reflektor für die Neutronen. Die ringförmige Anordnung der Brennelemente hat den Vorteil, daß sich in dem großen, von ihnen umschlossenen Volumen eine ziemlich gleichförmige Neutronenflußdichte ergibt. Die gesamte Anlage läßt sich leicht umbauen, falls die Experimente dies erfordern. Auch die Anordnung der Brennelemente in der Ringzone kann modifiziert werden. Die Strahlenabschirmung bewirkt ein großer, um den Reaktorkern aus Betonquadern aufgebauter Strahlenschild. Die Leistung ist auf 1 kW, kurzzeitig auf 10 kW ausgelegt; entsprechend erhält man in der Ringzone eine Neutronenflußdichte bis zu 10^{11} cm^{-2} s^{-1}. Zum Anfahren, d. h. zur Einleitung der Kettenreaktion, besitzt der Argonaut-Reaktor eine Antimon-Beryllium-Neutronenquelle.

Eine solche Anfahrquelle kann in einem Reaktor mit hinreichend großer Neutronenflußdichte aktiviert werden. Sb 123 (zu 42,75 % im Antimon enthalten) fängt in einem (n,γ)-Prozeß ein Neutron ein. Es entsteht Sb 124, das sich bei einem β-Zerfall in das angeregte Te 124 umwandelt. Dieses Nuklid geht unter Emission einer γ-Strahlung (1,692 MeV) in den Grundzustand über. Durch Wechselwirkung dieser γ-Strahlung mit dem Be 9 vollzieht sich die Kernreaktion

$$^{9}_{4}\mathrm{Be}\ (\gamma,n)\ 2\ ^{4}_{2}\mathrm{He}\,,$$

bei der ein Neutron und zwei α-Teilchen frei werden.

Ein Argonaut-Reaktor fast der gleichen Ausführung, aber für eine geringere Leistung wurde an das Kernforschungszentrum Karlsruhe geliefert. Er wurde dort im Rahmen des schnellen Brüter-Projekts zum STARK-Experiment umgebaut.

Mit zunehmender Erfahrung verlagerte sich die Entwicklungsarbeit der Reaktorindustrie mehr und mehr auf Messungen an Leistungsreaktoren und auf Reaktorkomponenten, für deren Prüfung und Erprobung der mechanischen Eigenschaften beträchtliche Mittel aufgewendet werden (Abb. 17).

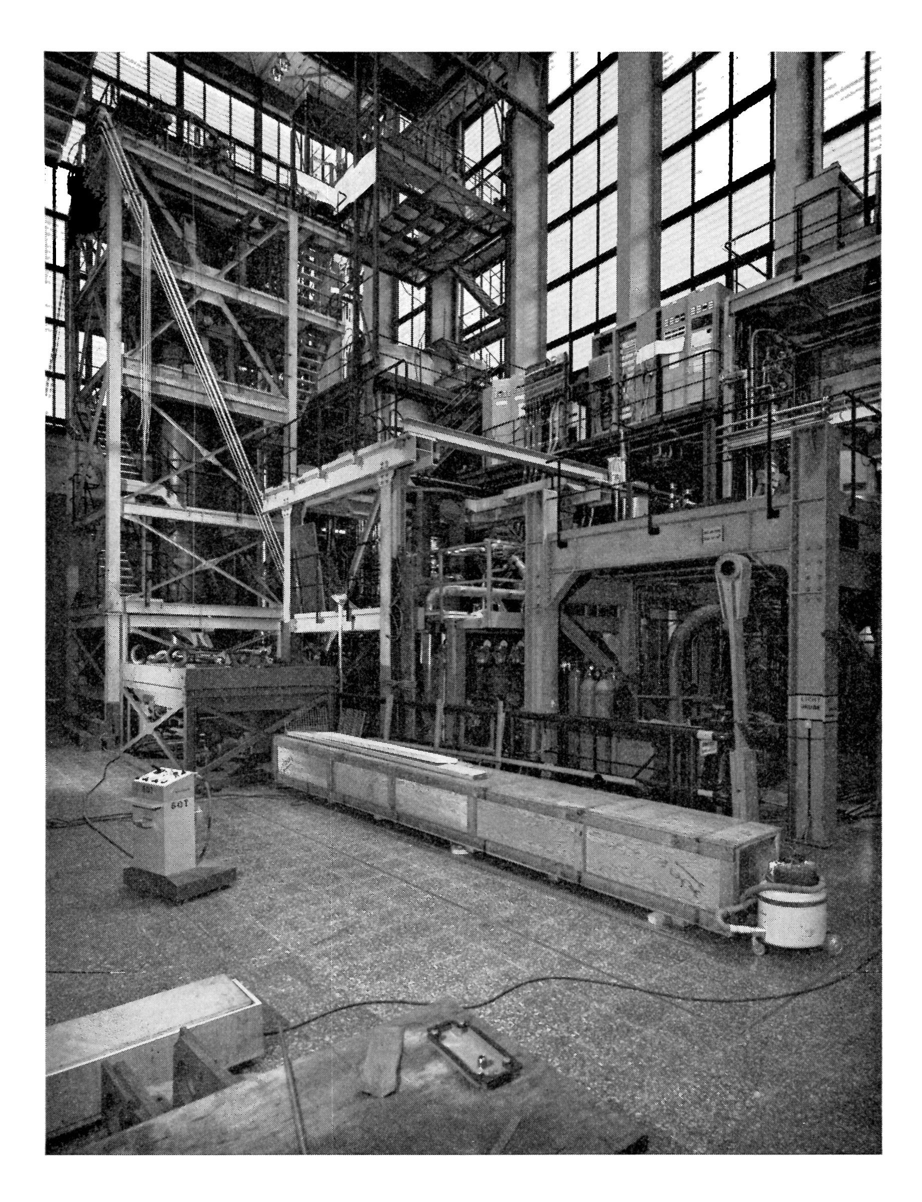


Abb. 17: Hohe Halle für Versuchsaufbauten der Abteilung Reaktorentwicklung der Firma Siemens AG, Erlangen, mit Prüfstand der Lademaschine für das Kernkraftwerk Atucha, Argentinien

B. Leistungsreaktoren

Die Entwicklung von Leistungsreaktoren zur Erzeugung elektrischer Energie setzte in der Bundesrepublik zu einem Zeitpunkt ein, zu dem auch im Ausland über die Vor- und Nachteile der verschiedenen Reaktortypen noch nicht viel bekannt war. In der Bundesrepublik wurden daher eigenständige Entwicklungen in verschiedenen Richtungen in Angriff genommen und vorangetrieben, bereits zu einem Zeitpunkt, zu dem Ergebnisse kernphysikalischer und kerntechnischer Untersuchungen, Kenntnisse über Rechenmethoden und -programme nur in spärlichem Umfang vorlagen. Man war sich bewußt, daß einzelne Reaktorbaulinien gegenüber anderen sich nicht als zukunftsträchtig erweisen werden, war sich andererseits aber auch darüber klar, daß negative Ergebnisse letztlich doch als positive Befunde zu werten sind. Die Vielseitigkeit der Entwicklung von Leistungsreaktoren in der Bundesrepublik ist am Bau von sowohl Versuchs-Kernkraftwerken als auch Demonstrations-Kernkraftwerken erkennbar.

1. Deutsche Versuchskernkraftwerke

Der Bau von Versuchskernkraftwerken hat den Zweck, Erfahrungen zu sammeln, mit dem Ziel der Klärung der Realisierbarkeit verschiedener Reaktorbaulinien.

a) Versuchsatomkraftwerk Kahl/Main (VAK)

Kernkraftwerk mit Siedewasserreaktor

Das „Versuchsatomkraftwerk" Kahl/Rhein (VAK) an der hessisch-bayerischen Landesgrenze, etwa 30 km ostwärts von Frankfurt, ist die erste deutsche Anlage mit einem Leistungsreaktor vom Typ eines Siedewasserreaktors mit einer elektrischen Leistung von 15 MW. Am 13. 11. 1960 wurde er zum erstenmal kritisch; das Kraftwerk liefert seit dem 17. 6. 1961 elektrische Energie. Die Allgemeine Electricitäts-Gesellschaft (AEG), Frankfurt am Main, die den Auftrag für das schlüsselfertige Kernkraftwerk erhielt, konnte sich beim Bau weitgehend auf die Erfahrungen der amerikanischen Firma General Electric stützen.

Abbrand

Der Reaktorkern im Kernkraftwerk Kahl besteht aus 88 Brennelementen mit leicht angereichertem Uran. Für den ersten Kern mit einer Anreicherung von 2,3 und 2,6 % Uran 235 wurde ein Abbrand von 8800 MWd/t Uran garantiert. Bis zum 31. 12. 1971 fanden insgesamt sieben Brennelementwechsel statt. Der mittlere Entladeabbrand der endgültig entladenen Brennelemente betrug 16 000 bis 18 000 MWd/t, der höchste mittlere Entladeabbrand für Elemente mit einer Ursprungsanreicherung von 2,6 % sogar 22 000 MWd/t.

Primär- und Sekundär-Kreislauf

Das Reaktordruckgefäß ist zu etwa zwei Dritteln mit vollentsalztem Wasser gefüllt; es dient als Moderator und Kühlmittel. Die entstehenden Dampfblasen bewirken die für den Naturumlauf erforderliche Auftriebskraft, wodurch die Wärme aus dem Reaktorkern abgeführt wird. Dieser primär erzeugte Dampf ist gesättigt bei einem Druck von 71,3 at (69,9 bar) und einer Temperatur von 286° C; er wird in einem zwischengeschalteten Wärmetauscher (Dampfumformer) in Sekundärdampf umgewandelt (indirekter Kreislauf, Abb. 18). Das Kondensat des Primärdampfes fließt zum Kondensatunterkühler, wärmt das Speisewasser für den Sekundärteil des Wärmetauschers vor und fließt zum Reaktordruckgefäß zurück. Wegen des im Kreislauf vorhandenen Druckunterschiedes bedarf das Kühlmittel keiner künstlichen Umwälzung durch Pumpen, es arbeitet, wie man sagt, im Naturumlauf. Der Sekundärdampf mit einem Druck von 45,6 at (44,7 bar) und einer Temperatur von 257° C betreibt eine eingehäusige, einflutige Gleichdruck-Kondensationsturbine. Man kann, wie bei den später beschriebenen Siedewasserreaktor-Kernkraftwerken, den Primärdampf auch direkt der Turbine zuleiten (direkter Kreislauf); dann sind jedoch besondere Vorkehrungen an der Turbine notwendig, da der Primärdampf nicht frei von radioaktiven Verunreinigungen ist. Deshalb hat man, um das Genehmigungsverfahren zu erleichtern, bei dieser ersten Anlage den indirekten Kreislauf gewählt.

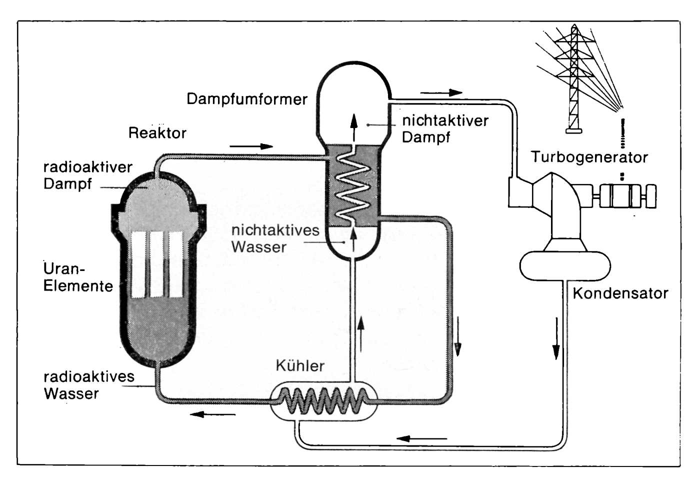


Abb. 18: Schaltbild des Versuchsatomkraftwerkes Kahl am Main

Einrichtungen, wie z. B. das Reaktordruckgefäß, der Dampfumformer und das Mischbettfilter, die große Mengen radioaktive Stoffe enthalten, sind in ein gasdichtes Reaktorgebäude (Sicherheits-

hülle, Containment) eingebaut; es besteht aus Stahl und ist nur über eine Schleuse betretbar (Abb. 19).
Zwischen dem sogenannten konventionellen Teil eines Kernkraftwerks und dem entsprechenden Teil eines Kohlekraftwerks besteht kein prinzipieller Unterschied. Der Dampfumformer entspricht in seiner Aufgabe einem Dampfkessel, der Turbinenkreislauf ist der gleiche.
Dieser erste deutsche Leistungsreaktor wurde für die „Versuchsatomkraftwerk Kahl GmbH" gebaut, an der die Rheinisch-Westfälisches Elektrizitätswerk AG (RWE) mit 80 % und die Bayernwerk AG mit 20 % beteiligt sind; VAK wurde ausschließlich von der Privatwirtschaft finanziert.

Verfügbarkeit

Die Betriebserfahrungen mit dem ersten deutschen Atomkraftwerk haben die Erwartungen übertroffen. Für eine erste Versuchsanlage ist die durchschnittliche Ausnutzung, wie Abb. 20 zeigt, außerordentlich hoch; im Jahre 1965 betrug sie 87 %. Schwierigkeiten oder große Reparaturen im Primärkreis traten bisher nicht auf. Eine größere Unterbrechung des Leistungsbetriebes gab es im Jahre 1963, als von der AEG ein Versuchskreislauf für nukleare Überhitzung eingebaut wurde.
Die positiven Betriebserfahrungen mit dem Versuchsatomkraftwerk Kahl haben wesentlich dazu beigetragen, daß von den Elektrizitätsversorgungsunternehmen RWE und Bayernwerk seinerzeit der Entschluß zum Bau des ersten großen deutschen Kernkraftwerks in Gundremmingen gefaßt wurde; von dort führt der Weg weiter zu dem Groß-Kernkraftwerk mit Siedewasserreaktor, das in Würgassen an der Weser erstellt wurde.

Gesellschaft für Kernforschung-Versuchsanlagen

Die folgenden, der Entwicklung von Kraftwerksreaktoren dienenden Versuchsanlagen werden im Rahmen eines mittelfristigen deutschen Atomprogramms vom Bund finanziert und durch die „Gesellschaft für Kernforschung-Versuchsanlagen" (GfK/V) als Eigentümer betreut. Es handelt sich, abgesehen von der „Wiederaufarbeitungsanlage Karlsruhe" (WAK), um zwei Versuchsreaktoren auf dem Gelände des Kernforschungszentrums Karlsruhe:

Mehrzweckforschungsreaktor Karlsruhe (MZFR)
Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage (KNK)

und zwei weitere Anlagen:

Heißdampfreaktor Großwelzheim (HDR)
Kernkraftwerk Niederaichbach (KKN).

Die Industrie errichtet aufgrund von Verträgen mit der GfK/V die Anlagen teils als Generalunternehmer oder als Generalingenieur. Die Firma Siemens AG ist Generalunternehmer für den MZFR und das KKN, die AEG für den HDR und die Firma Interatom für die KNK.
Die Versuchsanlagen werden durch Betriebsführungsgesellschaften, die von Energieversorgungsunternehmen bzw. der Industrie gegründet sind, betrieben. Für den MZFR und die KNK besteht

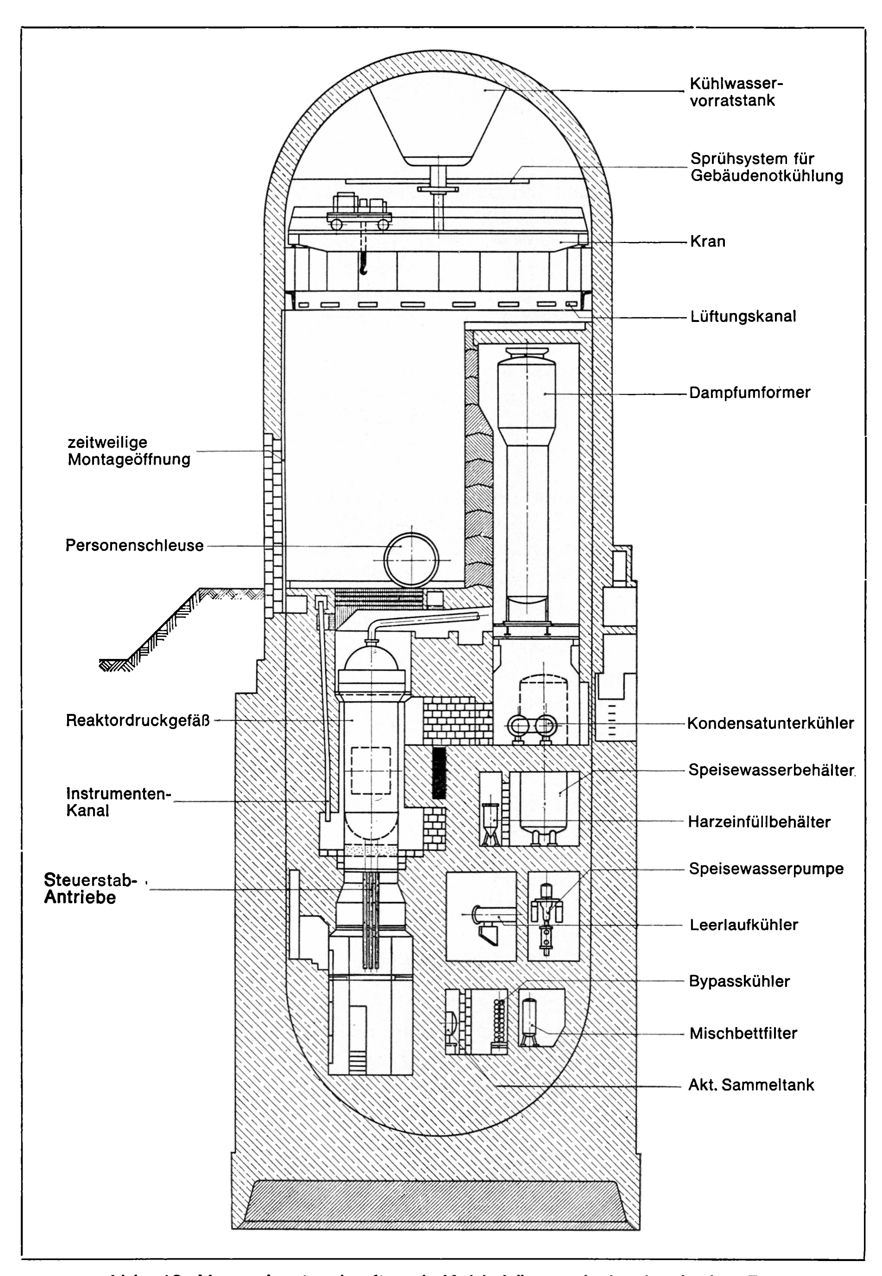


Abb. 19: Versuchsatomkraftwerk Kahl, Längsschnitt durch das Reaktorgebäude. Die zylindrische Stahldruckschale mit Halbkugelböden, die wegen Vereinfachung der Strahlenabschirmung zur Hälfte unter der Erde liegt, hat eine Höhe von 46 m, 13,7 m Durchmesser und 2,1 cm Wandstärke.

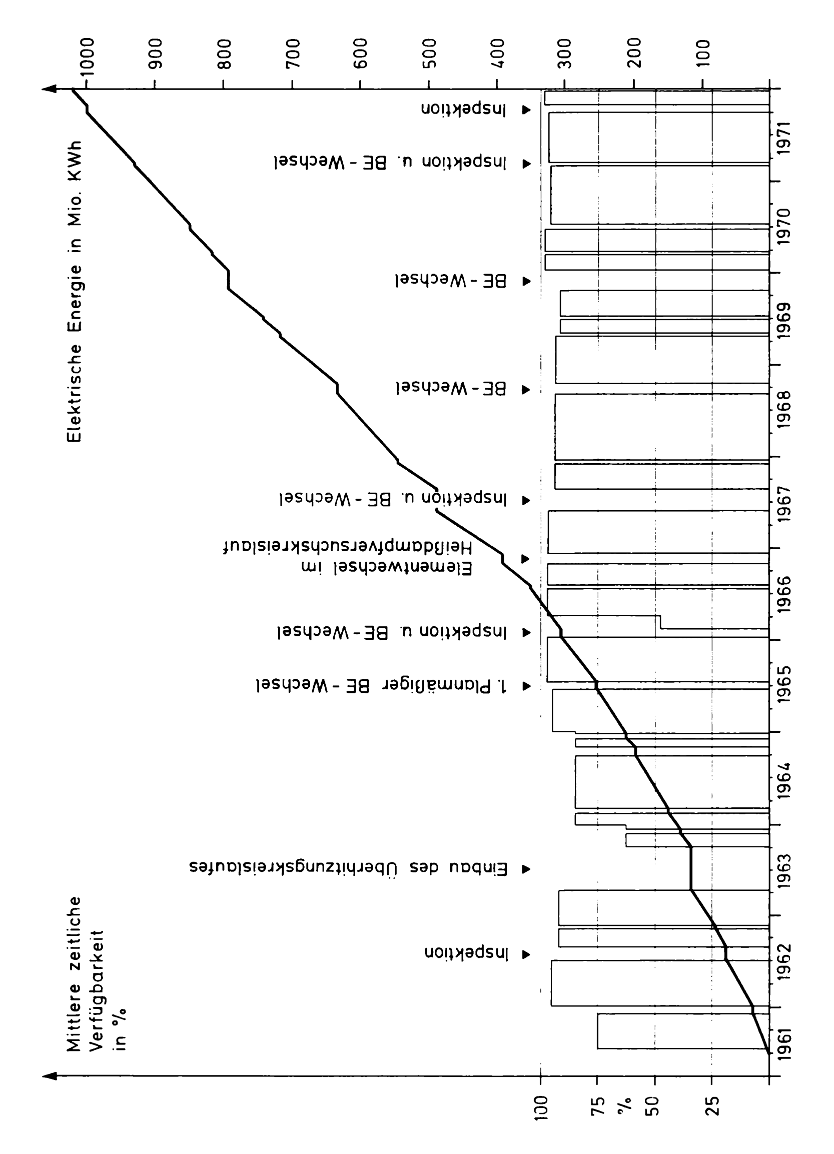


Abb. 20: Verfügbarkeitsdiagramm des Versuchsatomkraftwerkes Kahl

die von der Badenwerk AG gegründete Kernkraftwerks-Betriebsgesellschaft (KBG). Für den HDR ist die von der Rheinisch-Westfälischen Elektrizitätswerke AG gegründete Heißdampfreaktor-Betriebsgesellschaft mbH (HBG) mit der Betriebsführung beauftragt und für das KKN die von der Bayernwerk AG gegründete Kernkraftwerk Niederaichbach GmbH.

b) Mehrzweckforschungsreaktor Karlsruhe (MZFR)

Der Name Mehrzweckforschungsreaktor (MZFR) deutet an, daß der Reaktor für verschiedene Zwecke vorgesehen war; neben dem Einsatz als Neutronenquelle für Erprobungs- und Forschungsaufgaben erzeugt er heute vorwiegend elektrische Energie und gehört somit auch in die Gruppe der Leistungsreaktoren. Der MZFR ist ein Druckwasserreaktor mit schwerem Wasser als Moderator und Kühlmittel, wodurch die Verwendung von Natururan anstelle von angereichertem Uran möglich ist. Für die Erstausstattung mit Brennelementen wurden 13,6 t UO_2 benötigt, die Kühlmittelmenge einschließlich Moderator beträgt etwa 90 t. Alle Normalpositionen sind zur Aufnahme von Versuchseinsätzen geeignet, die von der Lademaschine gehandhabt werden können. Eingesetzt wurden bisher weiterentwickelte Brennelemente eigenen wie auch anderen Typs; in Vorbereitung sind Bestrahlungseinsätze zur Erzeugung des für Herzschrittmacher erforderlichen Pu 238.
Darüber hinaus können sechs der insgesamt 121 Kühlkanäle durch Fingerhutrohre ersetzt und von Versuchskreisläufen bedient werden, die keine Verbindung zum Primärsystem haben. Hier könnten Defekttests durchgeführt oder Materialproben in der relativ hohen thermischen Neutronenflußdichte von durchschnittlich $1{,}17 \cdot 10^{14}\ cm^{-2}\ s^{-1}$ bestrahlt werden.
Außerdem sind bei Bedarf in einer freien Steuerstabposition Radioisotope herstellbar.
Der MZFR erzeugt bei einem Betriebsdruck von 90 at (88,3 bar) eine thermische Leistung von 200 MW und eine elektrische Nettoleistung von 50 MW.

Aufbau Die Brennelemente des MZFR bestehen aus Bündeln von Stäben, die gasdicht verschlossene Rohre aus einer Zirkonlegierung darstellen und mit Natururandioxid-Tabletten gefüllt sind. Die Brennelemente werden von 121 vertikalen, in einem großen Druckkessel von 4,1 m Innendurchmesser untergebrachten Kühlkanälen aufgenommen, die vom Kühlmittel (Schwerwasser) durchströmt werden. Die Kühlkanäle sind vom Moderator (Schwerwasser) umgeben, das sich in einem Moderatorkessel befindet, der in den Druckkessel eingehängt ist. Die als „thermischer Schild" bezeichnete Strahlenabschirmung zwischen Druckkessel und Moderatorkessel wird zur Kühlung von schwerem Wasser umströmt. Der Moderator wird auf niedrigerer Temperatur gehalten als das Kühlmittel, das die in den Brennelementen entstehende Wärme abführt und aus dem Druckkessel mit einer Temperatur von 280° C austritt. Die Abschalt- und

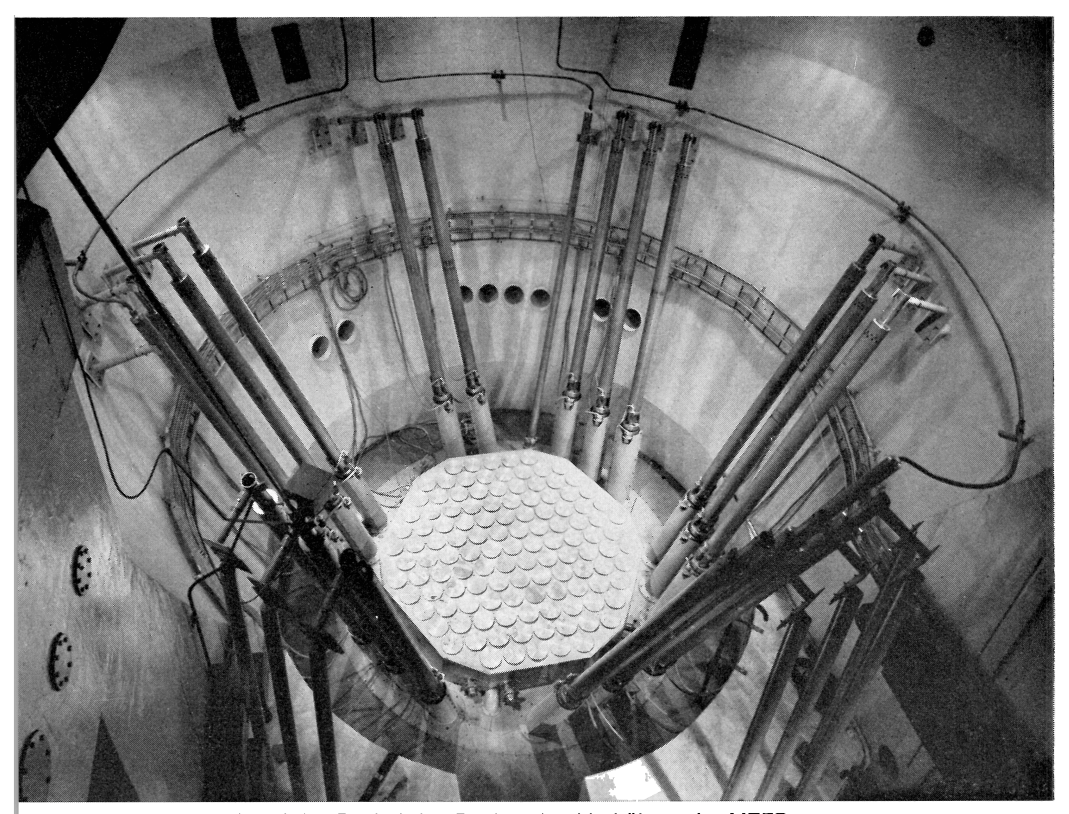


Abb. 21: Blick auf den Deckel des Reaktordruckbehälters des MZFR

Steuerstäbe sind schräg angeordnet und durchdringen den Kesseldeckel am äußeren Rand, so daß die Fläche übe.· dem Reaktor für Lade- und Entladevorgänge frei bleibt (Abb. 21).

c) Kompakte natriumgekühlte Kernreaktoranlage Karlsruhe (KNK)

Die auf dem Gelände des Kernforschungszentrums Karlsruhe befindliche **k**ompakte **n**atriumgekühlte **K**ernreaktoranlage Karlsruhe (KNK) ist im Hinblick auf den Bau schneller Brutreaktoren von besonderer Bedeutung.

Das Versuchskernkraftwerk ist auf eine thermische Leistung von 58 MW ausgelegt; die elektrische Bruttoleistung beträgt 21,3 MW, die Nettoleistung 19,1 MW, der Nettowirkungsgrad also 33 %. Zunächst ist der Betrieb mit einem thermischen Kern vorgesehen,

d. h. die Kernspaltung geschieht durch thermische Neutronen. Das Urandioxid in Stahlumhüllung ist auf 6,75 % Uran 235 angereichert; als Moderator ist — erstmalig in einem heterogenen Leistungsreaktor — Zirkonhydrid eingesetzt, als Kühlmittel flüssiges Natrium. Der niedrige Druck von Natrium bei maximaler Betriebstemperatur gestattet die Verwendung eines dünnwandigen Wärmeübertragungssystems: bei sauerstoffarmem Natrium ist die Korrosion äußerst gering, so daß keine besonderen Stähle verwendet zu werden brauchen. Allerdings wird Natrium durch Neutroneneinfang stark aktiviert, so daß der Kühlkreislauf hinreichend abgeschirmt werden muß. Die günstigen wärmetechnischen Eigenschaften des Natriums ermöglichen einen kompakten Kern und kleine Wärmetauscher. Die maximale spezifische thermische Leistung im Brennstoff beträgt 82 kW/kg Brennstoff, der Mittelwert 33 kW/kg Brennstoff. Da Natrium mit Sauerstoff, Luft und Wasser äußerst heftig reagiert, muß die Anlage so ausgelegt sein, daß ein Brand von radioaktivem Natrium vermieden und ein explosionsartiger Druckanstieg bei einer Natrium-Wasser-Reaktion, etwa als Folge eines Rohrbruchs im Dampferzeuger, vom Reaktorkern ferngehalten werden. Man schaltet deshalb zwischen das radioaktive Natrium im Primärkreis und den Dampferzeuger einen nichtradioaktiven Natrium-Sekundärkreis (Abb. 22); ferner werden alle Räume, die aktives Primär-Natrium enthalten, während des Betriebs mit einer Stickstoff-Atmosphäre als Schutzgas gefüllt sowie alle freien Na-Oberflächen mit dem Edelgas Argon abgedeckt.

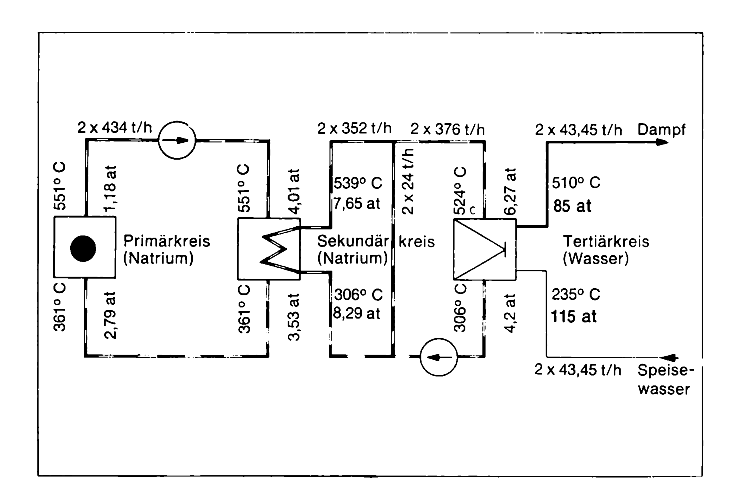


Abb. 22: Schaltbild der KNK-Anlage

Die KNK-Anlage ist im Hinblick auf den natriumgekühlten Brüter eine technologische Vorstufe für die Bau- und Betriebserfahrungen für einen 300-MW-Prototyp-Brutreaktor. Sie ist aber auch eine Bestrahlungseinrichtung für die Erprobung von Schnellbrüter-Kernbrennstoff unter echten Betriebsbedingungen. Schließlich sollen durch ihren Bau systematisch alle für den Betrieb einer natriumgekühlten Reaktoranlage geforderten Genehmigungsauflagen und Prüfungen ermittelt werden. Nach eingehenden technologischen Erprobungen des thermischen Reaktors ist dann ein Versuchsbetrieb unter Verwendung eines Kerns mit schnellen Neutronen vorgesehen. Diese als KNK II bezeichnete Version wird 1974 in Betrieb gehen und wesentliche Betriebserfahrungen für den SNR-300 liefern.

KNK als technologische Vorstufe zum Natriumgekühlten Brutreaktor

d) Heißdampfreaktor (HDR) in Großwelzheim

Der Heißdampfreaktor, im wesentlichen ein H_2O-Siedewasserreaktor mit nachgeschalteter nuklearer Überhitzung, wird in der Zukunft als Heißdampfreaktor keine weitere Förderung mehr erfahren. Es ist vielmehr vorgesehen, ihn in einen Leichtwassertestreaktor (LWTR) umzubauen. Als LWTR soll er der Weiterentwicklung von Leichtwasserreaktor-Brennelementen, Komponenten und Systemen dienen. Die Inbetriebnahme als LWTR ist für 1974 vorgesehen.
Die wesentlichsten Daten des HDR: Die thermische Leistung beträgt 100 MW, die elektrische 25 MW. Der Frischdampf hat am Reaktoraustritt eine Temperatur von 440 bis 520° C bei einem Druck von 80 bis 90 at (78,5—88,3 bar). Die spezifische thermische Leistung beträgt 15,0 kW/kgU bei einer mittleren Anreicherung von 3,0 %.

e) Kernkraftwerk Niederaichbach (KKN)

Das Kernkraftwerk Niederaichbach ist ein Prototyp-Kraftwerk mit einer elektrischen Leistung von 100 MW. Die Anlage besteht aus einem Druckröhren-Reaktor, der mit schwerem Wasser (D_2O) moderiert und mit Kohlendioxid gekühlt wird. Die Wärmeleistung des Reaktors beträgt 316 MW.
Die Wahl von Kohlendioxid als Kühlmittel verspricht wegen seiner hohen Arbeitstemperaturen für das Kraftwerk einen guten thermischen Wirkungsgrad und ermöglicht die Verwendung einer konventionellen Heißdampfturbine. Der Dampfzustand beträgt 530° C bei einem Druck von 105 at (103 bar).

CO_2 als Kühlmittel

Der Reaktor besteht aus dem Moderatortank, der von 351 senkrechten Kühlkanälen durchzogen ist; in jedem Kühlkanal steht eine Säule von vier Brennelementen, die das Kohlendioxid von oben nach unten durchströmt. Bei einem Betriebsdruck von 60 at (58,9 bar) erwärmt es sich dabei von 253° C auf 550° C. Die Kühlkanäle werden außen von schwerem Wasser als Moderator umspült, das unter einem Druck von 3 at (2,9 bar) und einer Tempe-

D_2O als Moderator

ratur von 55° C von oben in den Moderatortank eingespeist und unten an Überlaufwehren mit 85° C wieder abgezogen wird. Der Reaktor besitzt zur Regelung und zum Abschalten keine Absorberstäbe; er wird durch Verändern des Moderatorspiegels geregelt und durch Ablassen des Moderators abgeschaltet.

Jedes Brennelement besteht aus einem Brennstabbündel von 19 Stäben; das Brennstabbündel wird von einem Graphitleitrohr von etwa 1 m Länge getragen, das außerdem die Aufgabe hat, die CO_2-Strömung zu leiten. Im Kühlkanal werden die Graphitleitrohre aufeinandergesetzt, so daß sie für die Strömung eine nahezu dichte Graphitrohrsäule ergeben. Das Brennstabbündel hängt im Graphitrohr frei beweglich nach unten; die ebenfalls 1 m langen Brennstäbe bestehen aus Stahlhüllrohren von 0,25 mm Wandstärke und 15 mm Außendurchmesser, die mit Tabletten aus UO_2 mit 1,15%iger U-235-Anreicherung gefüllt sind. Der Reaktor wurde am 17. Dezember 1972 kritisch.

Die bisher besprochenen Leistungsreaktoren sind in ihren Arbeitstemperaturen auf die Größenordnung von 300° C beschränkt und damit auch in ihrem thermodynamischen Wirkungsgrad begrenzt, da sie die Dampfzustände von modernen Dampfturbinen (540° C und darüber) nicht erreichen. Zu diesem Ziel gelangt der gasgekühlte Hochtemperatur-Reaktor, für dessen Eintwicklung in der Bundesrepublik Deutschland zwei Anlagen dienen:

Der AVR-Versuchsreaktor von 15 MW mit Dampfturbine (in Jülich), der bereits seit 4½ Jahren in Betrieb ist, und
die Prototypanlage THTR von 300 MW der HKG (Hochtemperatur-Kernkraftwerk GmbH), siehe Abschnitt 4, Gasgekühlte Hochtemperatur-Leistungsreaktoren.

f) Hochtemperatur-Kugelhaufen-Reaktor in Jülich (AVR-Versuchsreaktor)

In unmittelbarer Nachbarschaft der Kernforschungsanlage Jülich hat die Brown Boveri/Krupp Reaktorbau GmbH, Düsseldorf, heute Hochtemperaturreaktor Bau GmbH (HRB), Köln, ein Versuchskraftwerk errichtet, das von den bisher besprochenen Kernkraftwerken hinsichtlich des Reaktors erheblich abweicht.

Kugelförmige Brennelemente

Die Brennelemente besitzen keine metallischen Umhüllungen und bestehen im Gegensatz zu den auch bei Hochtemperatur-Reaktoren sonst üblichen stab- oder blockförmigen Brennelementen aus Kugeln mit einem Durchmesser von 6 cm. Diese Kugeln haben eine brennstofffreie Schale aus reinem Graphit und einen Kern, in dem sich sogenannte „coated particles" gemischt mit Graphitpulver befinden. Die coated particles bestehen aus 0,2 mm großen Teilchen aus Uran-Thorium-Carbid, die mit pyrolytisch abgeschiedenem Kohlenstoff beschichtet sind. Diese Brennelement-Kugeln sind außerordentlich strahlungsbeständig. Ihre thermische Leitfähigkeit ist so hoch, daß bei einer Leistung

je Kugel von 2,4 kW und einer mittleren Heißgastemperatur von 850° C eine maximale Brennstofftemperatur von 1200° C nicht überschritten wird. Die Durchlässigkeit der Beschichtung ist so gering, daß man zu einem fast vollständigen Einschluß der Spaltprodukte kommt. Die Beständigkeit der Kugeln gegenüber mechanischem Abtrieb, chemischen Angriffen sowie ihre Fallfestigkeit sind sehr hoch.

Aufbau des Kugelhaufen-Reaktors

Jedes Kugel-Brennelement enthält 1 g Uran 235 und 5 g Thorium. Das verwendete Uran ist zu 93 % mit Uran 235 angereichert. Die Kugeln werden durch eine Beschickungsanlage während des Betriebes dem Kern zugeführt bzw. ihm entnommen oder in ihm umgewälzt. Der Kern hat eine zylindrische Form. Seine Höhe und sein Durchmesser sind je 3 m; es enthält rund 100 000 Kugeln. Der gesamte primäre Kreislauf, also der Reaktor einschließlich Dampferzeuger, Gebläse und Gaseinführung, befindet sich in einem gemeinsamen Druckbehälter („integrierte Bauweise"). Lediglich die Gasreinigungsanlage und die Beschickungsanlage sind außerhalb des Reaktordruckbehälters, aber innerhalb des Schutzbehälters in abgeschirmten Kammern untergebracht. Zwei ölgeschmierte Gebläse fördern Helium von unten durch den Kugelhaufen zu dem darüberliegenden Dampferzeuger. Das Helium erwärmt sich dabei von etwa 270 auf 850° C. Der Dampferzeuger ist ein Zwangsdurchlaufsystem, das der Bauart moderner konventioneller Dampferzeuger entspricht. Die maximale Dauerleistung des Dampferzeugers beträgt 55,5 t/h bei 505° C und einem Druck von 75 at (73,6 bar).

Die Kugeln werden mit Hilfe der Schwerkraft aus dem Reaktor heraus und mit der pneumatischen Energie des den Reaktor kühlenden Heliums in den Reaktor hineinbefördert. Die zur Beschikkung erforderlichen Einrichtungen befinden sich in einem zugänglichen Bereich außerhalb des Reaktordruckgefäßes. Sie sind vom Kühlgas absperrbar und können daher ohne Abschaltung des Reaktors repariert werden.

Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor GmbH (AVR)

Das Versuchs-Kernkraftwerk hat eine thermische Leistung von 46 MW und eine elektrische von 15 MW. Der Auftrag für dieses erste deutsche Hochtemperatur-Kernkraftwerk wurde am 13. August 1959 von der „Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor (AVR) GmbH, Düsseldorf", einer Vereinigung kommunaler und regionaler Energieversorgungsunternehmen, erteilt. 1960 wurde mit den Bauarbeiten begonnen, seit dem 18. 12. 1967 liefert das Versuchskernkraftwerk Strom an das Netz.

2. Deutsche Demonstrations-Kernkraftwerke

Konkurrenzfähigkeit der Kernkraftwerke mit Kohle- und Ölkraftwerken

Ziel jeder Leistungsreaktor-Entwicklung ist es, Kernkraftwerke zur Lieferung elektrischer Energie zu bauen, die bezüglich des Preises mit der in Kohle- und Öl-Kraftwerken gewonnenen Energie konkurrieren kann. Dieses Ziel wurde im Jahre 1964 durch die Bestellung eines großen Siedewasserreaktors für das Kernkraftwerk Oyster

Creek (USA) mit einer elektrischen Leistung von 515 MW bei der amerikanischen Reaktorbaufirma General Electric Company erstmalig erreicht. Mit dem Druckwasserreaktor wurden bald die gleichen Erfolge erzielt. Dieser Durchbruch zur Wirtschaftlichkeit verlieh der Kernenergie in der ganzen Welt einen großen Auftrieb. Die Bundesrepublik Deutschland hatte sich in ihrem Zweiten Atomprogramm (1963 bis 1967) ebenfalls dieses Ziel gesetzt. Ein wichtiger Schritt auf diesem Weg war der Bau von drei sogenannten Demonstrations-Kernkraftwerken der Leichtwasserreaktor-Linie. Das Kernkraftwerk Gundremmingen mit einer elektrischen Leistung von 237 MW ging zuerst in Betrieb. Die Anlage bei Lingen am Dortmund-Ems-Kanal (240 MW), ebenfalls mit einem Siedewasserreaktor ausgerüstet, nahm am 31. 1. 1968 den Betrieb auf. Dagegen arbeitet das Kernkraftwerk Obrigheim (Neckar) mit einem Druckwasserreaktor, der im September 1968 kritisch wurde. Das Kernkraftwerk gibt eine elektrische Nettoleistung von 328 MW ab. Einige wichtige technische Daten sind in Tab. 11 zusammengestellt. Die Wirtschaftlichkeit der Demonstrations-Kernkraftwerke war nicht von vornherein sichergestellt; sie wurden daher mit Unterstützung der öffentlichen Hand gebaut. Das Kernkraftwerk-Demonstrationsprogramm hat der deutschen Industrie dazu verholfen, die für die Entwicklung einer Reaktortechnik notwendigen Erfahrungen zu gewinnen. Außerdem konnte sich die Elektrizitätswirtschaft in der Bundesrepublik mit den Besonderheiten der Stromerzeugung aus Kernenergie vertraut machen. Der Nachweis der Wirtschaftlichkeit der Wasserreaktoren ist jetzt erbracht. Inzwischen sind auf kommerzieller Basis eine Anzahl Kernkraftwerke mit wassergekühlten Reaktoren erstellt worden und in Betrieb gegangen, andere Kernkraftwerke befinden sich im Bau oder im Planungsstadium.

Demonstrations-Kernkraftwerke

a) Kernkraftwerk Gundremmingen/Donau

Kernkraftwerk RWE-Bayernwerk GmbH (KRB)

Die Rheinisch-Westfälisches Elektrizitäts AG (RWE) und die Bayernwerk AG gründeten 1962 die „Kernkraftwerk RWE-Bayernwerk GmbH" (KRB), um in Gundremmingen bei Günzburg/Donau das erste große Demonstrations-Kernkraftwerk zu bauen. Den Auftrag für die Anlage mit einem Siedewasserreaktor mit einer elektrischen Leistung von 237 MW (netto) erhielt die Firmengruppe AEG - General Electric (USA) - Hochtief AG; die gleiche Gruppe errichtete bereits das Kernkraftwerk Kahl. Die deutsche Bundesregierung förderte das Projekt, dessen Kosten sich auf insgesamt 304 Mio. DM beliefen, durch Übernahme von Kreditbürgschaften; Euratom gab einen Zuschuß von 32 Mio. DM und gewährte der Anlage den Status eines „Gemeinsamen Unternehmens", womit eine Entlastung von Zöllen und direkten Steuern verbunden ist. Schließlich wurde das Projekt in das Euratom-USA-Programm einbezogen, was vor allem Vorteile auf dem Brennstoffsektor erbringt.
Der Siedewasserreaktor von Gundremmingen arbeitet im Zweikreissystem mit Zwangsumlauf (Abb. 23). Um im Reaktorkern eine

hohe Leistungsdichte zu erreichen, wird durch außenliegende Zwangsumlaufpumpen das Kühlmittel ständig durch den Kern gepumpt. Im Reaktor werden bei Vollast 1020 t/h Primärdampf erzeugt, der unter einem Druck von 71 at (69,7 bar) und einer Sattdampftemperatur von 286° C direkt der Turbine zugeleitet wird, während gleichzeitig aus dem Reaktor entnommenes, erhitztes Wasser in Wärmetauschern etwa 450 t/h Sekundärdampf erzeugt, welcher der Turbine an einer Stelle niedrigen Druckes zugeführt wird. Mit Hilfe dieses „Zweikreis"-Verfahrens werden Lastschwankungen im Bereich von 60 bis 100 % der vollen Leistung ohne Regelung des Reaktors durch Steuerstäbe ausschließlich durch Änderung der Sekundärdampfmenge beherrscht.

Reaktoranlage

In dem Reaktordruckgefäß (innere Höhe 15,9 m; innerer Durchmesser 3,7 m; Wandstärke 121 mm; Gewicht ohne Einbauten 282 t), das mit vollentsalztem Wasser gefüllt ist, befinden sich der Reaktorkern, Steuer- und Überwachungseinrichtungen, Wasserabscheider und Dampftrockner. Die gesamte Reaktoranlage ist in dem als Stahldruckschale ausgebildeten Reaktorgebäude untergebracht. Die Stahlschale ist für einen Dampfzustand von 4,5 at (4,4 bar) ausgelegt. Der Reaktorkern besteht aus 368 Brennelementen, in denen 13 248 Brennstoffstäbe mit leicht angereichertem Uran (durchschnittlich 2,24 % Uran 235) zusammengefaßt sind. Die Masse des UO_2 beträgt 53 t. Die spezifische Volumenleistung mit 40 kW je Liter Kernvolumen ist mit Hilfe des Zwangsumlaufs gegenüber dem Kahler Reaktor nahezu verdoppelt. Für den ersten Kern wurde ein Abbrand von 16 500 MWd/t Uran garantiert.

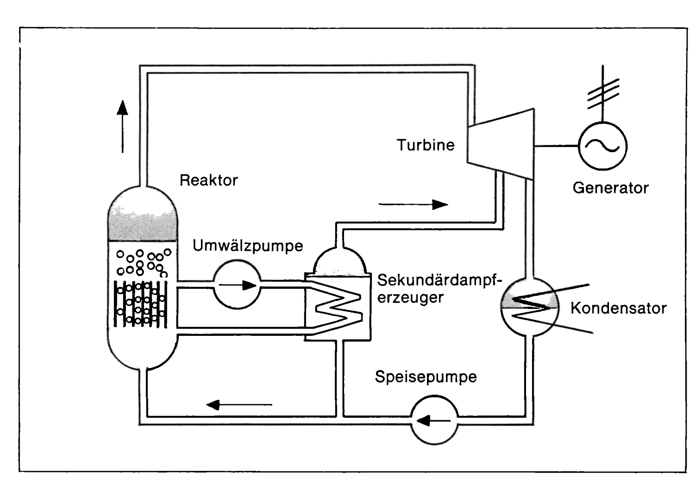


Abb. 23: Prinzipschaltbild des Kernkraftwerks Gundremmingen (KRB)

Die thermische Leistung des Reaktors beträgt 801 MW, die elektrische Bruttoleistung 250 MW, der elektrische Eigenbedarf 13 MW, so daß sich bei einer elektrischen Nettoleistung von 237 MW ein Nettowirkungsgrad von 29,6 % ergibt. Der Betrieb der Anlage ergab, daß Nettoleistung und Nettowirkungsgrad um 5 % über den hier angegebenen Garantiewerten liegen.

b) Kernkraftwerk Lingen/Ems

Siedewasserreaktor mit fossilem Überhitzer

Im März 1964 gründeten die Vereinigten Elektrizitätswerke Westfalen AG (VEW) und die AEG die Kernkraftwerk Lingen GmbH (KWL), die im Juni 1964 der AEG den Auftrag für ein Kernkraftwerk mit Siedewasserreaktor und einer elektrischen Nettoleistung von 240 MW in der Nähe von Lingen an der Ems erteilte. Der Reaktoranteil an dieser Leistung sollte 160 MW und der Anteil eines fossilen Überhitzers 80 MW betragen. Der Reaktor arbeitet mit Zwangsumlaufkühlung in indirektem Kreislauf (Abb. 24) und liefert bei einer thermischen Leistung von 514 MW je Stunde 980 t Primärdampf bei einem Betriebsdruck von 72 at (70,6 bar) und 286° C. In zwei Wärmetauschern wird aus ihm sekundärer Sattdampf erzeugt, der in einem mit schwerem Heizöl befeuerten Überhitzer von 260° C auf 535° C erhitzt wird, so daß eine konventionelle Turbine verwendet werden kann. Seit 1971 wird der Überhitzer mit Erdgas befeuert. Die Überhitzung des Dampfes bringt auch den Vorteil, daß die Turbinenschaufeln nicht mehr den Gefahren einer Korrosion durch wasserhaltigen Dampf ausgesetzt

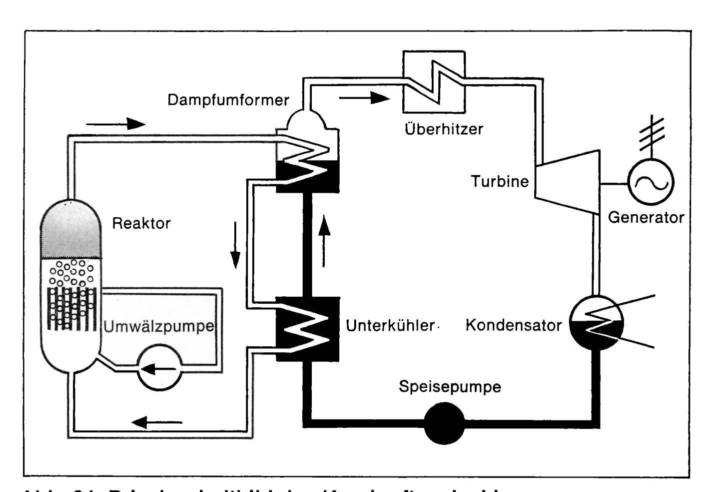


Abb. 24: Prinzipschaltbild des Kernkraftwerks Lingen

sind. Der indirekte Kreislauf wurde wegen des mit fossilem Brennstoff arbeitenden Überhitzers gewählt. Eine ausreichende Kühlung des Reaktorkerns wird sichergestellt durch zwei parallele Umwälzpumpen, die je etwa 6000 t/h Wasser durch die Kühlkanäle des Reaktors drücken. Diese Umwälzpumpen gestatten eine Regelung der Reaktorleistung. Eine Absenkung der Pumpendrehzahl führt zu einer Verringerung des Wasserdurchsatzes und damit zu einer Erhöhung des Dampfvolumens im Reaktorkern und gleichzeitig zu einer Verringerung der Moderatorwirkung wegen der gegenüber dem Wasser geringeren Dichte des Dampfes. Damit sinkt aber die Reaktivität und mit ihr die Leistung des Reaktors. Entsprechend führt eine Erhöhung der Pumpendrehzahl zur Steigerung der Reaktorleistung.

Der Reaktor enthält 284 Brennelemente, wie sie sich im Prinzip bereits im Kahler Reaktor bewährt haben, mit leicht auf 2,2 % Uran 235 angereichertem Brennstoff; jedes kastenförmige Brennelement faßt 36 Stäbe von je 14 mm Durchmesser und 3,5 m Länge zusammen, jeder Stab besteht aus einem oben und unten gasdicht verschweißten Zircaloyrohr, das gesinterte Urandioxid-Tabletten enthält. Zwischen den Brennelementkästen werden 69 mit Borkarbid gefüllte Steuerstäbe vertikal beweglich geführt, die die Reaktorleistung regeln. Für den ersten Kern wird ein Abbrand von 16 500 MWd/t Uranbrennstoff garantiert. Die weiteren Kernladungen sollen auf mehr als 20 000 MWd/t abgebrannt werden; es ist weiter geplant, jährlich ein Fünftel der abgebrannten Brennelemente durch neue zu ersetzen. Die abgebrannten Elemente werden zur Gewinnung des restlichen Urans 235 und des erzeugten Plutoniums einer Aufarbeitungsanlage zugeführt. Die spezifische thermische Leistung des Reaktorkerns konnte gegenüber dem Kahler Reaktor von 10,9 kW/kg Uran auf 16,2 kW/kg Uran gesteigert werden.

c) Kernkraftwerk Obrigheim/Neckar

Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor

Das dritte Demonstrations-Kernkraftwerk wurde in Obrigheim am Neckar von der für diesen Zweck gegründeten Bau- und Betriebsgesellschaft „Kernkraftwerk Obrigheim GmbH“ (KWO) errichtet. An dieser Gesellschaft sind maßgebende Energieversorgungsunternehmen Baden-Württembergs beteiligt. Der Auftrag auf schlüsselfertige Erstellung des Kraftwerkes wurde der Firma Siemens AG erteilt. Die Anlage hat einen H_2O-Druckwasserreaktor mit einer garantierten elektrischen Nettoleistung von 283 MW, die 1969 auf 328 MW erhöht werden konnte und besteht aus dem Reaktor, zwei parallel geschalteten, gleichartigen Hauptkühlkreisläufen sowie Hilfs- und Nebenanlagen (Abb. 25 und 26). Als Kühlmittel dient Leichtwasser, das in den beiden Kühlkreisläufen umgewälzt wird. Die im Primär- und Sekundärkreislauf umlaufenden Wasser-

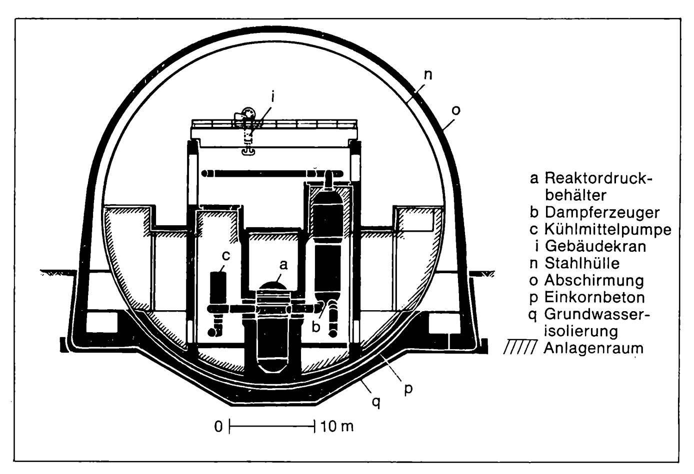


Abb. 25: Schnitt durch das Reaktorgebäude des Kernkraftwerks Obrigheim

mengen sind völlig getrennt gehalten, so daß alle radioaktiven Stoffe auf den Primärkühlkreislauf beschränkt bleiben und nicht in den Speisewasser-Dampfkreislauf und somit nicht in die Turbine und den Kondensator gelangen können. Der Betriebsdruck im Reaktorkühlsystem wird durch ein an den Hauptkühlkreislauf angeschlossenes Druckhaltesystem geregelt und beträgt im Primärkreis

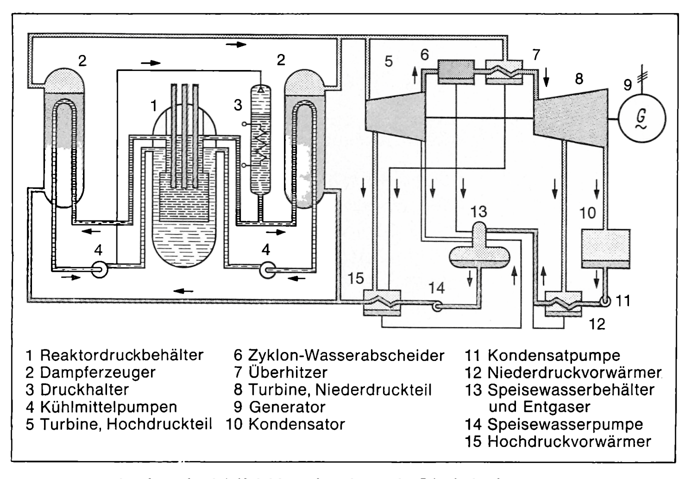


Abb. 26: Prinzipschaltbild Kernkraftwerk Obrigheim

Tabelle 11: Daten der drei Demonstrations-Kernkraftwerke

Kernkraftwerk: Typ:	Gundremmingen (K R B) Zweikreis-Siedewasserreaktor (Zwangsumlauf)	Lingen (K W L) Siedewasserreaktor mit fossiler Überhitzung (Zwangsumlauf)	Obrigheim (K W O) Zweikreis-Druckwasserreaktor (Zwangsumlauf)
Thermische Bruttoleistung des Reaktors (MW)	801	514	1 050
Elektr. Nettoleistung des Kraftwerks (MW)	237	240 (nuklear: 160 fossil: 80)	328
Eigenbedarf (MW)	13	12	18
Nettowirkungsgrad (%)	29,6	33	30,5
Primärbetriebsdruck (at)	71,4	71	147
(bar)	70,0	67,7	144,2
Kühlmitteltemperatur am Eintritt/Austritt des Reaktordruckbehälters (°C)	266/286	280/286	283/312,4
Primär-Dampfmenge am Reaktoraustritt (t/h)	1 020	980	2 010*
Kühlmitteldurchsatz (t/h)	12 250	12 100	24 600
Kernbrennstoffmenge (t Uran)	53	32,2	35,2
Art des Kernbrennstoffs	UO_2	UO_2	UO_2
Anreicherung an Uran 235 (%)	2,24	2,2	3**
Zahl der Brennelemente	368	284	121
Zahl der Brennstäbe je Brennelement	36	36	180
Zahl der Steuerstäbe bzw. -elemente	89	69	32
Spezifische (therm.) Leistung (kW/kg Uran-Brennstoff)	17,1	16,2	29,9
Abbrand des Erstkerns (MWd/t Uran-Brennstoff)	16 500	16 500	21 400
Reaktordruckgefäß:			
Gewicht ohne Deckel und Einbau (t)	265	225	145
innere Höhe (m)	15,9	13,5	9,26
innerer Durchmesser (m)	3,7	3,6	3,27
Gesamtkosten (Mio. DM)	304	270	330

* am Dampferzeugeraustritt
** Anfangsanreicherung des ersten Kerns: 2,5 %; 2,8 %, 3,1 %; Anfangsanreicherung weiterer Kernladungen: 3,0 %

147 at (144 bar). Bei diesem Druck tritt während des Normalbetriebes kein Sieden an den Brennelementen auf, was für das Betriebsverhalten und die Regelbarkeit der Anlage von großem Vorteil ist. Bei Vollast tritt das Wasser mit 283° C in den Reaktor ein, wird um 29,4° C aufgewärmt und fließt mit 312,4° C Mischtemperatur in die Kreisläufe zurück. Im Dampferzeuger entsteht Sattdampf von 54 at (53,0 bar) und 267,5° C. Zur Erfüllung der Sicherheitsforderungen ist die gesamte reaktortechnische Anlage von einer druckfesten, kugelförmigen Stahlhülle umschlossen, die in geringem Abstand nochmals von einer starken Stahlbetonschale umgeben ist. Der Zwischenraum ist absaugbar; er wird gegenüber der Außenluft unter einem etwas niedrigeren Druck gehalten. Zur Kühlung der Kondensatoren der Turbinenanlage dient das Neckarwasser.

Als Kernbrennstoff dient Urandioxid mit einer mittleren Anreicherung von 3 % in gasdicht verschlossenen Zircaloyrohren. 180 solcher Brennstäbe bilden ein Brennelement und 121 Brennelemente den Reaktorkern, der im Druckbehälter untergebracht ist. Die Regelung der Reaktivität geschieht für kurzfristige Regelvorgänge wie allgemein üblich durch gleichmäßig über den Kern verteilte Steuerstäbe. Eine weitere Regelmöglichkeit für langsame Regelvorgänge besteht im Zusatz von Borsäure zum Kühlwasser. Bor ist ein starker Neutronenabsorber; durch ein solches „chemisches Trimmen" kann man die Reaktivität des Reaktors herabsetzen.

Besonders beachtenswert ist die große spezifische thermische Leistungsdichte von 29,9 kW/kg Uran, die sich wirtschaftlich günstig auswirkt. Das Kernkraftwerk wurde im September 1968 von der KWO übernommen; seine mittlere Verfügbarkeit betrug bis Ende 1972 83 %. Im September 1972 erfolgte der dritte Brennelementwechsel. Bisher wurde ein maximaler lokaler Abbrand von 42 000 MWd/t U erzielt.

3. Kommerzielle Kernkraftwerke

a) Kernkraftwerke mit Siemens-Druckwasserreaktoren

Nach Erstellung des Demonstrations-Kernkraftwerkes in Obrigheim konnte sich der Druckwasserreaktor als einer der erfolgreichsten Reaktortypen auch in der Bundesrepublik durchsetzen. Bis Ende 1972 wurden Kernkraftwerke mit einer elektrischen Leistung von rund 6000 MW mit Siemens-Druckwasserreaktoren ausgerüstet.

Als Beispiel für diese Baureihe soll hier die nukleare Dampferzeugungsanlage für das Kernkraftwerk Biblis beschrieben werden, das zum Zeitpunkt der Auftragserteilung die leistungsstärkste Kraftwerksanlage war.

Im Mai 1969 beauftragte die Rheinisch-Westfälische Elektrizitätswerk AG die Kraftwerk Union AG, Mühlheim (Ruhr), in Zusammen-

arbeit mit der Hochtief AG, den Block A für das Kernkraftwerk Biblis mit einer elektrischen Leistung von 1200 MW schlüsselfertig zu erstellen.

Prinzip des Druckwasserreaktors

Die Anlage, wie auch die anderen in Tabelle 12 aufgeführten Kernkraftwerke, erhält als nukleare Wärmequelle einen Siemens-Druckwasserreaktor mit vier Reaktorkühlkreisen, von denen die in den Brennelementen erzeugte Wärme aus dem Kern abgeführt und zur Erzeugung des Frischdampfes zum Antrieb des Turbogenerators auf den Dampfkreis übertragen wird (Bild 27).

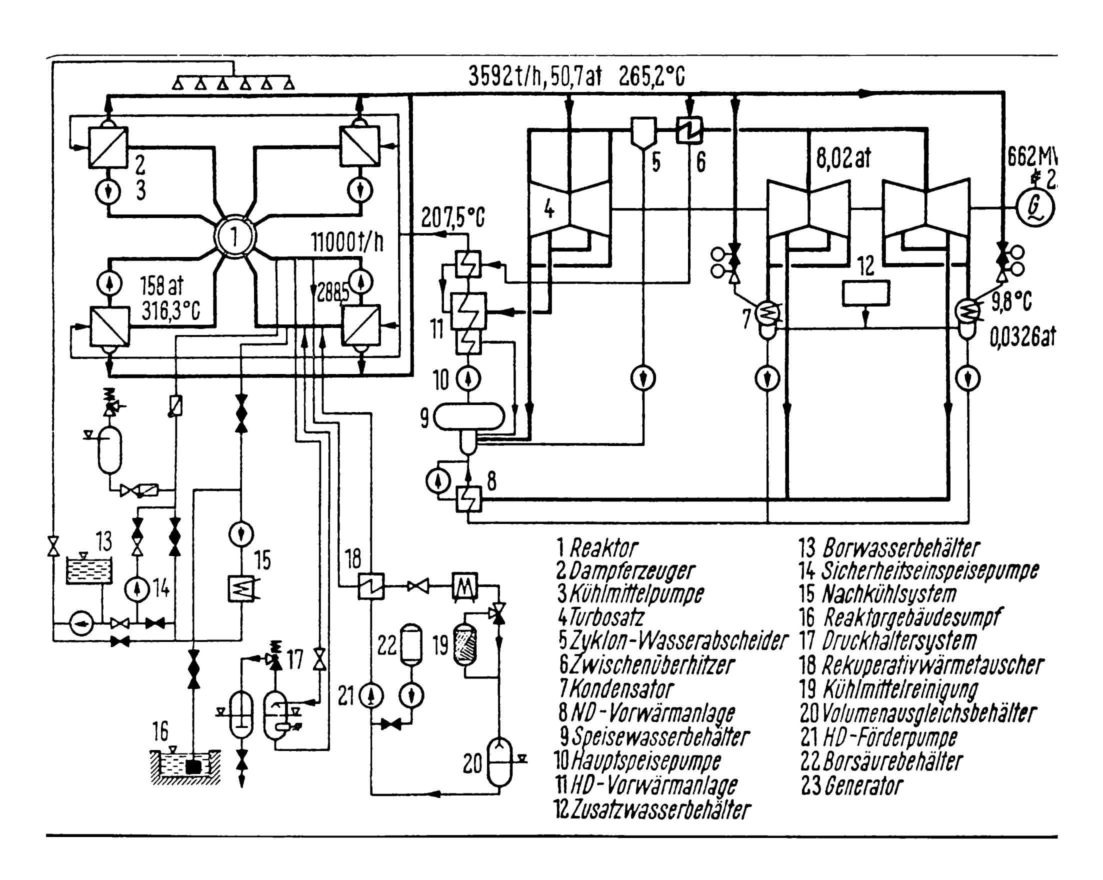


Abb. 27: Kernkraftwerk mit Druckwasserreaktor · Übersichtschema der Gesamtanlage

Bei Anlagen geringerer Leistung wird die Anzahl der in Auslegung und Konstruktion gleichen Kühlkreise der erzeugten Energie angepaßt.
Das Prinzip der Druckwasserkühlung erlaubt die zur wirtschaftlichen Energieerzeugung gewünschte hohe Leistungsdichte und den vorteilhaften Einsatz von Borsäure zur Kompensation langsam verlaufender Reaktivitätsänderungen. Da durch den hohen Kühlmitteldruck eine Dampfbildung im Kern vermieden wird, kann die Wärme ohne bedenkliche Annäherung an kritische Heizflächenbelastungen abgeführt werden.
Die Trennung der in sich völlig dicht geschlossenen Reaktorkühlkreise vom Speisewasser-Dampfkreislauf ermöglicht neben der Beschränkung aller radioaktiven Stoffe auf die Reaktoranlage die Einhaltung einer zur Reaktor- und Dampfkraftanlage unabhängigen, jeweils optimalen Wasserchemie und Werkstoffwahl.

Brennelemente

Der Reaktorkern enthält 193 Brennelemente, die insgesamt eine thermische Leistung von 3440 MW abgeben. Jedes Brennelement besteht aus 236 Brennstäben, die in einer quadratischen 16×16-Anordnung zusammengefaßt sind. Die Brennstabhüllen aus Zircaloy 4 haben einen äußeren Durchmesser von 10,75 mm und sind auf eine Länge von 3900 mm mit Urandioxid-Tabletten gefüllt. Das spaltbare Uranisotop U 235 ist im Erstkern mit einer mittleren Konzentration von etwa 2,6 Gewichtsprozenten, in den weiteren Nachladungen mit 3,0 Gewichtsprozenten enthalten. Die spezifische Reaktorleistung ergibt sich zu etwa 87 Kilowatt je Kubikdezimeter. Zur Regelung des Reaktors sind 61 Steuerelemente vorgesehen. Sie bestehen jeweils aus Bündeln von 20 Einzelstäben, die mit neutronenabsorbierendem Material gefüllt sind und in entsprechende Leerpositionen der Brennelemente eintauchen, entsprechend Abb. 28.
Die gesamte Brennelementanordnung wird von einem Kernbehälter, der unteren und oberen Tragplatte sowie den Einbauten zur Führung der Steuerelemente umschlossen und in ihrer Position festgehalten. Der zylindrische Teil des Kernbehälters hat so dicke Wände, daß er gleichzeitig als Neutronenschild dienen kann. Das zum Wärmetransport verwendete Kühlmittel durchströmt den Reaktorkern von unten nach oben, gelangt über die Austrittsstutzen des Reaktordruckbehälters (Abb. 29) in die Dampferzeuger und gibt dort seine Wärme an das verdampfende Speisewasser ab. Die Umwälzpumpen fördern das Kühlmittel wieder zum Reaktordruckbehälter zurück, dort strömt es durch den Ringraum zwischen Kernbehälter und Druckbehälterwand nach unten zum Kerneintritt. Durch einen Druckbehälter wird der Betriebsdruck in engen Grenzen konstant gehalten und Volumenänderungen des Kühlmittels ausgeglichen.
Der Reaktordruckbehälter ist aus mehreren Teilen komplett im Werk zusammengeschweißt. Für den zylindrischen Teil werden nahtlose Schmiede①ringe, für die kugelförmigen Böden ringförmige

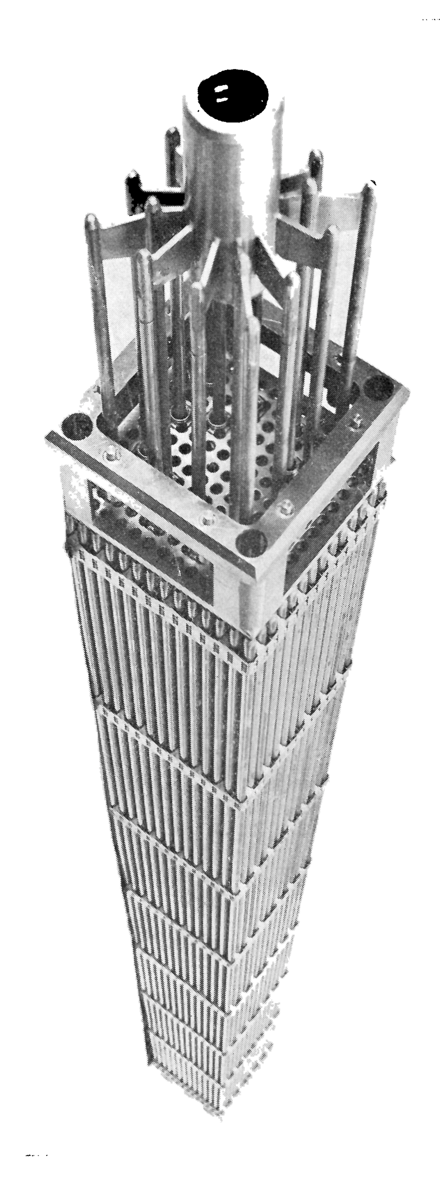


Abb. 28 Brennelement eines Druckwasserreaktors mit eingefahrenem Steuerelement

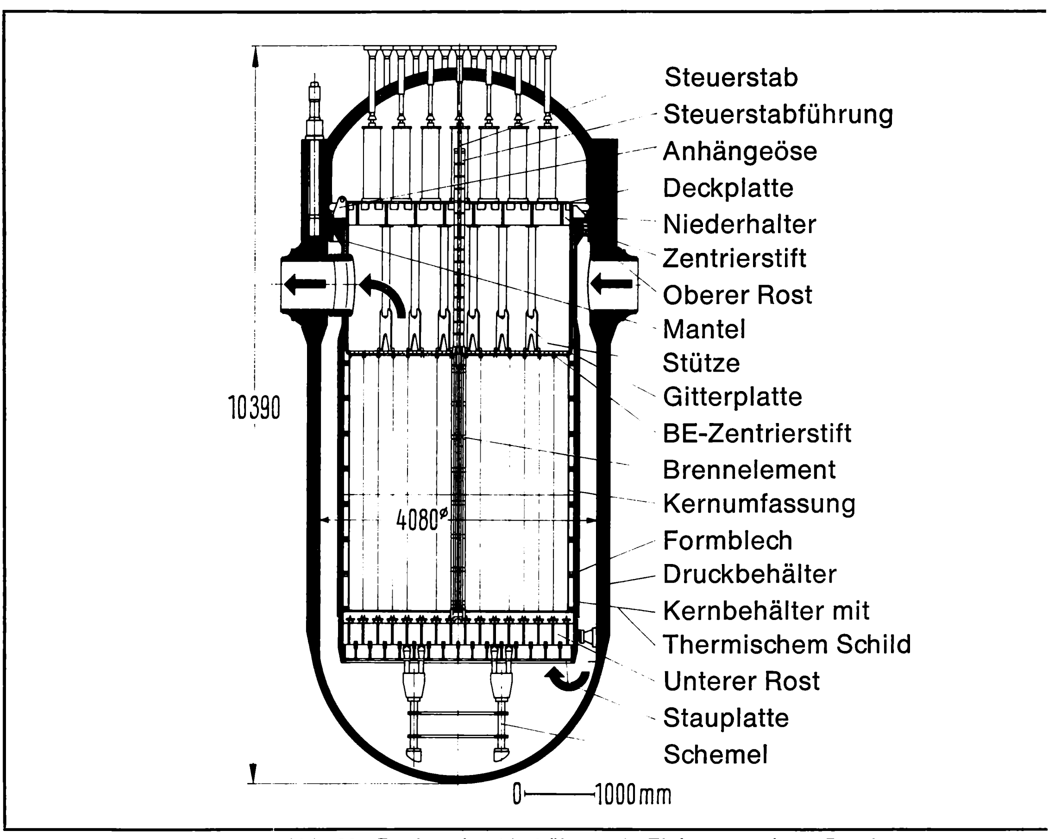


Abb. 29: Reaktordruckbehälter mit Einbauten eines Druckwasserreaktors

Segmente und geschmiedete Kalotten verwendet. Der lichte Durchmesser beträgt 5 m, die Gesamthöhe etwa 13 m, das Gesamtgewicht des Druckbehälters beträgt rund 530 t.

Dampferzeuger

Die Dampferzeuger sind U-Rohr-Wärmetauscher in stehender Bauweise (Abb. 30). Sie trennen das kontaminierte Kühlmittel vom inaktiven Speisewasser-Dampf-Kreislauf. Im Dom des Dampferzeugers sind die Grob- und Feinabscheider zur Dampftrocknung angeordnet. Über 4000 Heizrohre aus Incoloy 800 (Abmessungen: 22 mm × 1,2 mm) bilden die Heizfläche jedes Dampferzeugers (Größe: etwa 4500 m²). Die Heizrohre sind in einer Rohrplatte von 3460 mm Durchmesser und 660 mm Dicke eingewalzt und an der Primärseite mit der Plattierung dicht verschweißt. Jeder Dampf-

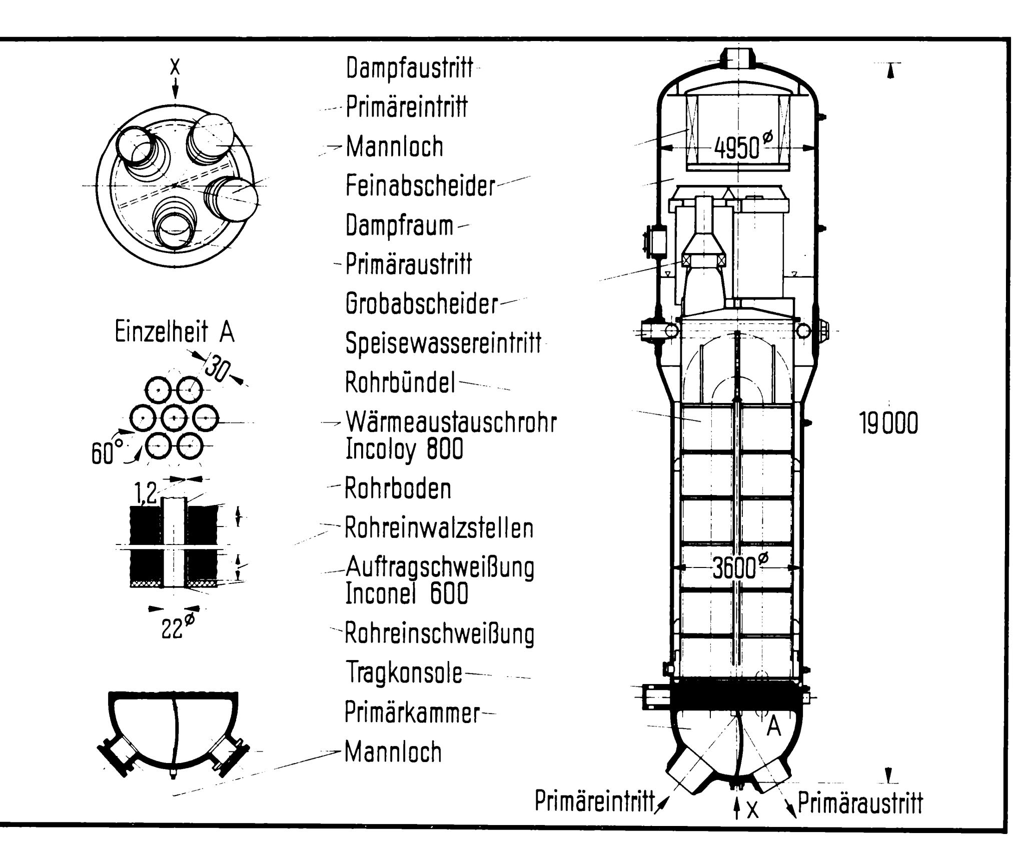


Abb. 30: Dampferzeuger für einen Druckwasserreaktor eines Kernkraftwerks mit einer elektrischen Leistung von 1200 MW

erzeuger hat bei einer Höhe von etwa 19 m ein Gesamtgewicht von nahezu 300 t.

Hauptkühlmittelpumpen

Die Hauptkühlmittelpumpen sind vertikale Kreiselpumpen. Ihre Förderleistung beträgt stündlich jeweils 18 000 t bei einer Förderhöhe von etwa 85 m Flüssigkeitssäule. Die Pumpenwellen werden abgedichtet durch berührungs- und verschleißfrei arbeitende Spaltringdichtungen mit kontrollierter und nachgeschalteten Gleitringdichtungen.

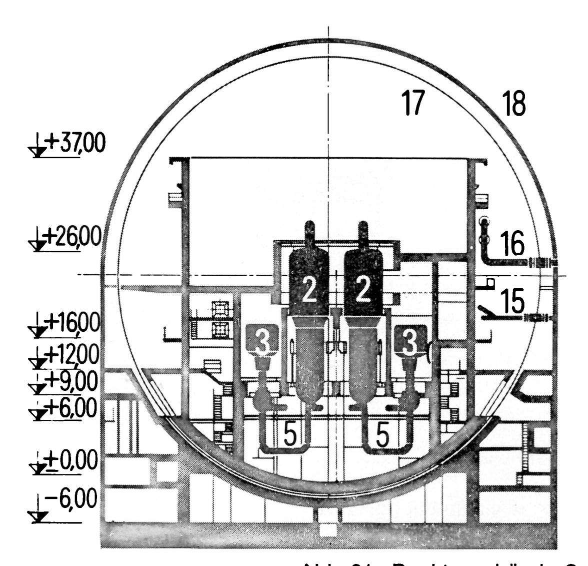
Doppelcontainment

Sämtliche hochdruckführenden Teile der Reaktoranlage sowie das Becken und das Lager für verbrauchte bzw. neue Brennelemente sind innerhalb des Reaktorgebäudes angeordnet, das von einem Doppelcontainment — gebildet von der inneren Stahl-Sicherheits-

hülle und der äußeren Beton-Sekundärabschirmung — umschlossen wird. Die Sicherheitshülle ist in der unteren Kalotte des Reaktorgebäudes spannungsfrei gelagert. Die baulichen Strukturen des Reaktorgebäudes nehmen alle Betriebs- und etwaigen Unfallkräfte der Reaktoranlage auf. Dazu ist die Innenstruktur des Reaktorgebäudes aus einem umfassenden Trümmerschutzzylinder — der oben den Rundlaufkran trägt — und aus starken durchgehenden Decken aufgebaut. Diese Unterteilung dient außerdem der lüftungstechnischen Trennung der Raumgruppen sowie der notwendigen Strahlenabschirmung. Abschirmung und Lüftung im Reaktorgebäude sind so ausgelegt, daß mit Ausnahme der Reaktor- und Dampferzeugerräume das Gebäude während des Reaktorbetriebs uneingeschränkt und ohne besondere Schutzmaßnahme zu Inspektions- und Wartungsarbeiten begangen werden kann.

Regelung der Reaktorleistung

Die Leistung eines Reaktors ist durch die Anzahl der je Sekunde mit Neutronen gespaltenen Atomkerne im Brennstoff bestimmt. Der Druckwasserreaktor hat dank seiner großen negativen Re-



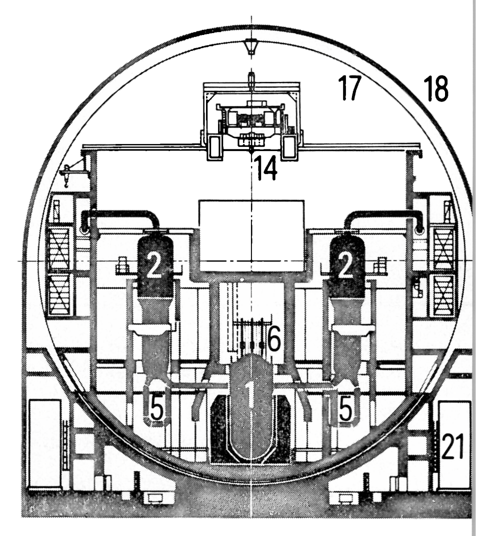


Abb. 31: Reaktorgebäude-Schnitte

1 Reaktor
2 Dampferzeuger
3 Hauptkühlmittelpumpen
5 Hauptkühlmittelleitung
6 Steuerstäbe und Antriebe
14 Reaktorgebäudekran
15 Speisewasserleitung
16 Frischdampfleitung
17 Sicherheitshülle
18 Sekundärabschirmung
21 Behälter für Borwasser

aktivitätskoeffizienten ein ausgeprägtes Selbstregelverhalten. Die Leistungsregelung eines Kernkraftwerks mit Druckwasserreaktor ist daher außerordentlich einfach. Ohne Regeleinrichtung würde beispielsweise eine höhere Dampfentnahme die Kühlmitteltemperatur des Reaktors langsam absinken lassen. Hierdurch würde sich die Leistung des Reaktors von selbst so lange erhöhen, bis wieder Leistungsgleichheit erreicht ist. Damit jedoch die Temperaturen und vor allem der Dampfdruck mit steigender Leistung nicht zu stark und zu lange absinken, bewegt die Reaktor-Leistungsregeleinrichtung die Steuerstäbe so, daß die mittlere Kühlmitteltemperatur konstant bleibt. Die Regelung ist somit auf dem Selbstregelverhalten des Reaktors aufgebaut und nutzt für eine schnelle Lastfolge die Energiespeicherung der Dampferzeuger aus. In den Reaktorkühlkreisen treten während des Betriebs nur geringe Temperatur- und Druckschwankungen auf.

Bei diesem Regelverfahren kann die Last im Bereich zwischen 40 und 100 % der Nennleistung mit Geschwindigkeiten bis zu 15 % je Minute geändert werden. Der Ausgleich langzeitiger Reaktivitätseffekte wie die Kompensation der hohen Anfangsreaktivität (fehlende Xenon-Vergiftung) erfolgt durch dem Kühlmittel zugesetzte Borsäure, die als starkes Neutronengift den gewünschten Ausgleich der Neutronenbilanz herbeiführt.

Die Regeleinrichtungen der Reaktoranlage sind durch ausfallsichere Begrenzungen ergänzt, um unnötige Schnellabschaltungen zu vermeiden. Die Eingriffswerte dieser Begrenzungen liegen zwischen den zugehörigen betrieblichen Sollwerten und den Auslösewerten des Reaktorschutzes. Der Reaktorschutz dient dazu, die Anlage vor Erreichen gefährlicher Zustände selbsttätig und sicher abzuschalten oder erforderliche Schaltvorgänge einzuleiten. Soweit möglich, ist das gesamte, zum Reaktorschutz gehörende Meßsystem von der übrigen Instrumentierung getrennt. Eine größtmögliche Sicherheit wird durch mehrkanaligen Aufbau erreicht.

Brennelementwechsel

Jeweils nach Ablauf eines Abbrandzyklus, der etwa einem Jahr entspricht, wird während einer zweiwöchigen Abschaltzeit des Kraftwerkes ein Teil der Brennelemente aus dem Reaktorkern entfernt und durch neue ersetzt. Die im Kern verbleibenden Brennelemente werden so umgesetzt, daß der Brennstoff optimal ausgenutzt wird.

Zum Auswechseln wird der Druckbehälterdeckel abgehoben und der darüberliegende Reaktorraum mit boriertem Wasser geflutet. Wegen der erforderlichen Abschirmung werden alle Arbeiten fernbedient unter Wasser ausgeführt. Nach dem Entfernen des oberen Kerngerüstes liegen die Brennelemente frei und können mit den dafür vorgesehenen Werkzeugen ausgetauscht werden.

Mit der auf Schienen laufenden Lademaschine ist der gesamte Bereich des Reaktorraumes und des im Reaktorgebäude ange-

ordneten Brennelement-Lagerbeckens zu erreichen. Die Lademaschine besteht aus einer Laufbrücke und einem aufgebauten Führungsmast mit dem heb- und senkbaren Doppelgreifer zum Fassen der Brenn- und Steuerelemente. Elektrische und mechanische Verriegelungen verhindern Fehlbedienungen.
Das Brennelement-Lagerbecken kann zusätzlich zu einer Nachlademenge eine volle Kernladung aufnehmen. Verschiedene Einrichtungen im Lagerbecken ermöglichen es, Brennelemente auf Schäden zu untersuchen.
Das Wasser im Lagerbecken wird gekühlt und ständig gereinigt. Verbrauchte Brennelemente werden nach einer Abklingzeit in einem abgeschirmten Behälter durch die Materialschleuse abtransportiert.

Reaktorhilfs- und Nebenanlagen

Zur Aufrechterhaltung eines ungestörten Reaktorbetriebes sind Hilfs- und Nebenanlagen erforderlich. Die Reaktorhilfssysteme schließen direkt an den Reaktorkühlkreislauf an und nehmen wichtige Funktionen während des Reaktorbetriebes wahr. Die Nebenanlagen erfüllen Aufgaben, die nicht direkt mit dem Reaktorbetrieb gekoppelt sind und zum Teil ausschließlich der äußeren Sicherheit dienen.
Das Kühlmittel muß einen hohen Reinheitsgrad haben, der durch die Kühlmittelreinigung erreicht wird. Ständig wird eine Teilmenge entnommen, gereinigt und wieder eingespeist. Dabei werden sowohl Korrosionsprodukte in gelöster und ungelöster Form als auch evtl. vorhandene Spaltprodukte entfernt.
Im An- und Abfahrbetrieb sowie bei Laständerungen treten temperaturbedingt Dichte- bzw. Volumenänderungen des Reaktorkühlmittels auf. Sie werden, wenn sie nicht bereits vom Druckhalter aufgenommen wurden, vom Volumenregelsystem ausgeglichen.
Die zur Reaktorleistungsregelung u. a. erforderlichen Borkonzentrationen im Kühlmittel werden von der Chemikalieneinspeisung eingestellt. Soll der Borgehalt des Kühlmittels erhöht werden, so wird konzentrierte Borsäure eingespeist. Im umgekehrten Fall wird der vorhandene Borsäuregehalt durch Verdünnung mit vollentsalztem Wasser reduziert.
Beim An- und Abfahren sowie bei Regelvorgängen fällt borsäurehaltiges Kühlmittel an und fließt zur Zwischenlagerung und Entborierung in die Kühlmittellagerung und -aufbereitung. Das entborierte Kühlmittel und die wiedergewonnene Borsäure können für weitere Regelvorgänge des Reaktors verwendet werden.
Der nukleare Zwischenkühlkreis ist ein geschlossenes Kühlsystem, das die Wärme von Kühlstellen des nuklearen Bereichs abführt. Seine ständige Überwachung auf Spaltprodukte gewährleistet, daß etwaige Leckagen von Primärkühlern rechtzeitig entdeckt werden und somit nicht nach außen gelangen können.
Das Kernnot- und Nachkühlsystem dient dazu, den Reaktorkern nach dem Abschalten des Reaktors und bei etwaigem Kühlmittelverlust ausreichend zu kühlen.

Die Nachkühlung setzt beim Abfahren des Reaktors ein, wenn die Temperatur im Hauptkreis mit Hilfe der Dampferzeuger und des Turbinenkondensators auf etwa 150 Grad Celsius und der Druck auf etwa 30,6 at (30 bar) abgesenkt sind. Nachwärme und Systemspeicherwärme werden mit geregelter Abkühlgeschwindigkeit über Nachkühler an den nuklearen Zwischenkühlkreis abgeführt.
Das Kernnotkühlsystem gleicht Kühlmittelverluste durch kleine Undichtheiten aus und flutet bei einem doppelseitig offenen Bruch einer Hauptkühlmittelleitung (größter anzunehmender Unfall) den Reaktorkern. Bei einem solchen äußerst unwahrscheinlichen Unfall wird der Reaktordruckbehälter, in dem dann schlagartig der Druck absinkt, mit Hilfe der Druckspeicher völlig selbsttätig und rechtzeitig bis über die Kernoberkante geflutet. Zusätzlich wird boriertes Wasser aus den Flutbehältern durch die Nachkühlpumpen in den Reaktorkühlkreis gepumpt. Vier unabhängige Einspeisestränge stehen zur Verfügung. Ist der Wasservorrat in den Flutbehältern erschöpft, wird automatisch auf Umlaufkühlung umgeschaltet. Dabei fließt das im Reaktorgebäudesumpf zusammenlaufende Wasser den Nachkühlpumpen zu, gibt in den Nachkühlern seine Wärme an den nuklearen Zwischenkühlkreis ab und wird wieder in den Hauptkühlkreis eingespeist (Abb. 32).
Wenn bei mittleren und kleineren Kühlmittelverlusten der Druck im Reaktorkühlkreis langsam absinkt, setzt die Hochdruck-Sicherheitseinspeisung ein. Die Hochdruck-Einspeisepumpen fördern aus den Flutbehältern so lange Borwasser in den Reaktorkühlkreis, bis der Druck so weit abgesunken ist, daß auf die Niederdruckeinspeisung durch die Nachkühlpumpen umgeschaltet werden kann. Ist der Borwasservorrat erschöpft, wird die Umlaufkühlung eingeschaltet.
Die lufttechnischen Anlagen im Kontrollbereich belüften die Räume und entfernen die infolge etwaiger Undichtheit vorhandenen radioaktiven Gase und Schwebestoffe. Die Abluft wird kontrolliert und, wenn nötig, feinstgefiltert über den Kamin an die Atmosphäre abgegeben.
Die Räume, die den Reaktorkühlkreis enthalten, sind während des Betriebes nicht begehbar. Aus diesem Grund ist nur ein sehr geringer Luftaustausch erforderlich, so daß vorhandene Radioaktivität in diesen Räumen selbst abklingen kann.
Da die Luft in den betretbaren Räumen innerhalb der Sicherheitshülle mit einem Umluftsystem gereinigt wird, sind während des Betriebes nur geringe Frischluftmengen und damit nur kleine Rohrleitungsverbindungen zu den Lüftungsanlagen im Reaktorhilfsanlagengebäude erforderlich.
Feste radioaktive Abfallstoffe, wie Filtereinsätze, Laborabfälle, Putzwolle, Papier, Kleidungsstücke, werden zunächst in Plastiksäcken gesammelt, dann in Fässer gefüllt und zusammengepreßt. Die Fässer werden verschlossen und bis zum Abtransport in ein auswärtiges Endlager im Kraftwerk zwischengelagert.

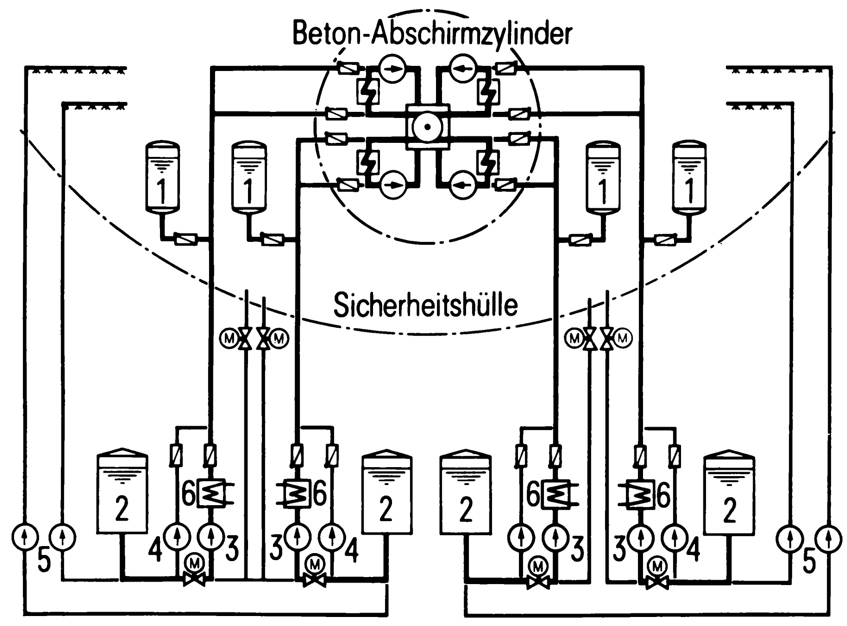


Abb. 32: Sicherheitseinspeisesystem bei Siemens-Druckwasserreaktoren

1 Druckspeicher
2 Borwasser-Flutbehälter
3 ND-Einspeisepumpe
4 HD-Einspeisepumpe
5 Sprühpumpe
6 Nachkühler

Das System Abwasserlagerung und -aufbereitung (Abb. 33) sammelt und verarbeitet alle anfallenden radioaktiven Abwässer. Mögliche Aufbereitungsverfahren sind: Fällung, Filterung und Verdampfung. Das Verdampferkonzentrat und die Filterrückstände werden nach Zwischenlagerung in Behältern zur Aufbereitungsanlage abtransportiert. Die aufbereiteten Abwässer werden in Kontrollbehältern gesammelt und, wenn die Radioaktivität die zulässigen Grenzwerte nicht überschreitet, an das ablaufende Kühlwasser abgegeben.
Die im Kühlmittel des Reaktors enthaltenen radioaktiven Gase verbleiben normalerweise im Reaktorkühlkreis und zerfallen dort. Nur bei planmäßiger Entgasung des Kühlmittels, z. B. vor einem Brennelementwechsel und bei Kühlmittelaustausch infolge von Regelvorgängen, gelangen die Gase in die Kühlmittelspeicher und in andere Komponenten. Hieraus werden sie abgesaugt und einer aus Aktivkohle bestehenden Verzögerungsstrecke zugeleitet. Durch

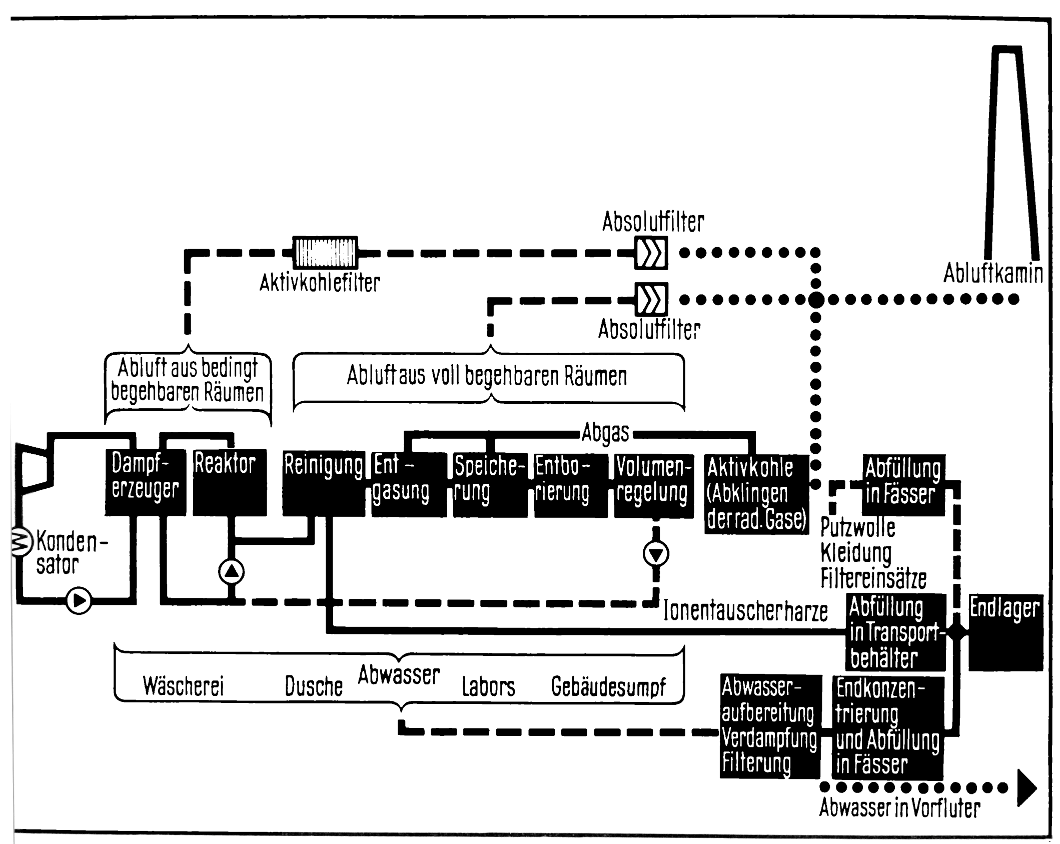


Abb. 33: Aktivitätsfließschema eines Kernkraftwerks mit Druckwasserreaktor

Absaugung wird in den Komponenten ein Unterdruck erzeugt und der Austritt der Gase in die Räume verhindert. In der Verzögerungsstrecke werden die Edelgase Xenon und Krypton, die im wesentlichen die Aktivität ausmachen, so lange zurückgehalten, bis die Aktivität auf ein Minimum zurückgegangen ist.

Reaktorsicherheit und Strahlenschutz

Eine der wichtigsten Bedingungen, die beim Betrieb von Kernkraftwerken zu erfüllen sind, ist ein Höchstmaß an Sicherheit. Unter Sicherheit ist in diesem Zusammenhang vor allem der Schutz der in einem Kernkraftwerk Beschäftigten sowie der in der Umgebung lebenden Menschen vor schädigenden Einflüssen sowohl bei normalem Betrieb der Anlage als auch bei Störfällen zu verstehen.

Bei der Wärmeerzeugung durch Kernspaltung entstehen radioaktive Nuklide (im wesentlichen Spaltprodukte). Um Schäden an der Anlage, die zu einem Entweichen radioaktiver Stoffe in die Umgebung führen könnten, zu verhindern, werden Sicherheitsmaßnahmen in einem Umfang vorgesehen, wie es sonst in der Technik nicht üblich ist.

Der Brennstoff UO_2 befindet sich in verschlossenen Rohren (Brennstäbe). Damit die im Brennstoff erzeugten Spaltprodukte nicht in den Kühlkreislauf gelangen, werden hohe Anforderungen an die Dichtheit dieser Hüllrohre gestellt.

Aber selbst Brennelemente mit geringem Spaltproduktaustritt in das Kühlmittel brauchen nicht vorzeitig ausgewechselt zu werden, da durch die klare Trennung zwischen Reaktorkühlkreis und Speisewasser-Dampf-Kreis die Spaltprodukte im geschlossenen Reaktorkühlkreis zurückgehalten werden.

Dieser „getrennte Kreislauf" ermöglicht zusätzlich ein sicherheitstechnisch vorteilhaftes Verfahren: die bereits erwähnte Regelung der Borkonzentration des Kühlmittels. Durch den Borsäurezusatz wird die Reaktivität des Reaktors so kompensiert, daß bei Vollast die Steuerstäbe weitgehend ausgefahren sind und stets eine große Abschaltreserve vorhanden ist. Darüber hinaus wirken die natürlichen Reaktivitätskoeffizienten auch einer primärseitigen Störung von selbst entgegen, so daß sogar ein ungeregelter Reaktorkern nicht außer Kontrolle geraten kann. Dieses Selbstregelverhalten wird durch die Steuerelemente unterstützt, die dafür sorgen, daß die mittlere Kühlmitteltemperatur nahezu konstant bleibt.

Nach der Ersten Strahlenschutzverordnung muß innerhalb des Kraftwerkgeländes ein Kontrollbereich eingerichtet werden. Dieser Bereich umfaßt das Reaktorgebäude und das Reaktorhilfsanlagengebäude. Schleusentechnik, Unterdruckhaltung, eine sorgfältige Zugangskontrolle sowie die Auslegung der baulichen Strukturen als Betonschilde verhindern, daß aus dem Kontrollbereich evtl. radioaktive Stoffe führende Luft ungefiltert austritt, Aktivität in fester Form verschleppt oder durch direkte Strahlung ein erhöhter Strahlenpegel hervorgerufen wird. Für den Kontrollbereich selbst ist durch Abschirmwände, Ortsdosisüberwachung, Personendosisüberwachung und Beschränkung der Zugänglichkeit von Räumen mit höherem Strahlenpegel sichergestellt, daß die vom Betriebspersonal aufgenommene Strahlendosis unterhalb des zulässigen Wertes bleibt.

Das Reaktorgebäude ist in die den Reaktor mit den Kühlsystemen aufnehmende Anlagenräume und die begehbaren Betriebsräume unterteilt. Beide Raumgruppen werden getrennt belüftet, wobei in den Anlagen- gegenüber den Betriebsräumen ein leichter Unterdruck gehalten wird. Dadurch ist ein Eindringen radioaktiver Stoffe in die Betriebsräume ausgeschlossen und die Forderung nach weitgehender Aktivitätsfreiheit gewährleistet.

Bei der Aktivitätsabgabe über den Abluftkamin ist nach Vermischung mit der Außenluft sichergestellt, daß auch bei vermindertem Rückhaltevermögen der Brennelemente und bei ungünstigen meteorologischen Bedingungen die Aktivitätskonzentration in der Umgebung sehr niedrig liegt. Die dabei sich ergebende Personendosis ist vergleichbar mit derjenigen, die durch die natürlichen Umweltradioaktivität vorhanden ist. Sie liegt weit unterhalb 0,15 rem ($1{,}5 \cdot 10^{-3}$ J/kg Äquivalentdosis) je Jahr, so daß gemäß der Ersten Strahlenschutzverordnung keine Überwachungsbereiche in der Umgebung eingerichtet werden müssen.

Abwässer aus dem Kontrollbereich werden mit Hilfe verfahrenstechnischer Anlagen aufbereitet und nach anschließender Kontrolle in den Kühlwasserrücklauf eingespeist. Diese Anlagen bewirken, daß der natürliche Aktivitätspegel im Rhein nur unwesentlich erhöht wird.

Zum Nachweis der Sicherheit dieses Kernkraftwerkes wurden selbst Unfälle untersucht, deren Eintreten äußerst unwahrscheinlich ist. Die zu ihrer Verhütung und Begrenzung installierten sicherheitstechnischen Einrichtungen gewährleisten, daß keine schädigende Beeinflussung der Umgebung eintritt.

Treten irgendwelche Störungen auf, die zu einer Gefährdung oder Beschädigung der Anlage führen könnten, wird der Reaktor durch das Sicherheitssystem schnell abgeschaltet. Dieses System, das allen Schalthandlungen übergeordnet ist, führt auch bei Bedienungsfehlern zur automatischen Schnellabschaltung. Die Zuverlässigkeit des Schutzes ist durch eine Mehrfachauslegung gewährleistet.

Ist jedoch der unwahrscheinliche Fall eines Kühlmittelverlustes eingetreten, so wird durch die Sicherheitshülle und die sie umgebende sekundäre Betonabschirmung eine schädigende Strahlenbelastung der Umgebung verhindert.

Die stählerne Sicherheitshülle mit ihren Schleusen und Durchführungen ist so ausgelegt, daß sie dem Druck standhalten kann, der sich bei Freisetzung des gesamten Reaktorkühlwassers entwickeln würde. Die Dichtheit der Sicherheitshülle bleibt auch unter diesen Umständen garantiert.

Da mögliche Leckagen praktisch nur an Schleusen sowie Rohr- und Kabeldurchführungen auftreten können, sind diese Stellen mit besonderen Kammern versehen, die an ein Absaugesystem angeschlossen sind. Auf diese Weise ergibt sich die Möglichkeit, die gegebenenfalls aus der Sicherheitshülle austretenden Leckagen abzusaugen und wieder in die Hülle zurückzupumpen. Darüber hinaus erlaubt dieses System, die angeschlossenen Durchführungen jederzeit bei vollem Auslegungsdruck auf Dichtheit zu überprüfen.

Auch das Innere des Reaktorgebäudes ist überwiegend unter Gesichtspunkten der Sicherheit ausgelegt: Die dicken und stark

bewehrten Betonstrukturen der Wände, der Decken und des umfassenden Splitterschutzzylinders dienen nicht nur der Strahlenabschirmung des Reaktors. Sie sind auch so ausgeführt, daß sie den beim größten anzunehmenden Unfall sich entwickelnden Reaktionskräften und Differenzdrücken ohne Schaden standhalten.
Die sicherheitstechnischen Einrichtungen grenzen jedoch nicht nur in passiver Weise die Auswirkungen eines Reaktorunfalls ein. Auch zahlreiche aktive Systeme sind installiert.
Von besonderer Bedeutung ist das unter „Reaktorhilfs- und Nebenanlagen" bereits erwähnte Kernnot- und Nachkühlsystem. Bei einem Kühlmittelverlust wird durch die Druckspeicher und die Nachkühlpumpen bzw. durch die Sicherheitseinspeisepumpen der Reaktorkern rechtzeitig geflutet und gekühlt. Die Langzeitkühlung erfolgt über die Nachkühler und die während dieser Phase aus dem Reaktorgebäudesumpf ansaugenden Niederdruck-Einspeisepumpen. Auf diese Weise werden Brennstabschäden und somit die Spaltproduktfreisetzung begrenzt.
Die an den Schleusen und anderen Durchführungen möglicherweise auftretenden gasförmigen Restleckagen werden durch die Ringraumabsaugung erfaßt und gefiltert über den Abluftkamin abgeführt. Damit wird unkontrolliertes Austreten von kontaminierter Gebäudeluft unterbunden.
Alle elektrischen Verbraucher der Sicherheitssysteme können über das Notstromnetz versorgt werden und sind somit vom elektrischen Eigenbedarfsnetz unabhängig.
Um Reaktorunfälle von vornherein in den Bereich hypothetischer Überlegungen zu rücken, werden alle Anlagenteile sehr sorgfältig und unter Beachtung des neuesten Standes von Wissenschaft und Technik ausgelegt, konstruiert und gefertigt. Darüber hinaus werden alle die Sicherheit des Kernkraftwerkes beeinflussenden Konstruktionen und Anlagenteile durch Behörden und unabhängige Gutachter eingehend geprüft. Auch während der Betriebszeit wird durch ein wohldurchdachtes Inspektions- und Wartungsprogramm sichergestellt, daß sich anbahnende Unregelmäßigkeiten und Schäden an Anlagenteilen rechtzeitig erkannt werden und vorbeugende Maßnahmen eingeleitet werden können.
Tabelle 12 gibt eine Übersicht der technischen Daten der kommerziellen Kernkraftwerke, die mit Siemens-Leichtwasser-Druckwasserreaktoren ausgerüstet sind.

Schwerwasser-Reaktor für Atucha (CNA)

Der Atucha-Reaktor (thermische Leistung 1100 MW, elektrische Nettoleistung 319 MW) ist technologisch eine Weiterentwicklung des von Siemens gebauten und seit Inbetriebnahme 1966 bewährten Mehrzweckforschungsreaktors in Karlsruhe (MZFR), ebenfalls eines D_2O-moderierten und -gekühlten Natururan-Druckwasserreaktors in Druckkesselbauweise. Aufbau und viele Komponenten wie Dampferzeuger, Hauptkühlmittelpumpen und Druckhalter gleichen denen der Leichtwasserreaktoren, so daß dem Schwerwasserreaktor auch die dort gemachten Erfahrungen zugute kommen. Die wesentlichen Unterschiede liegen im Spaltstoffgehalt (Natururan statt angereichertem Uran), im Moderator und Kühlmittel (D_2O statt H_2O) und in der Art des Brennelementwechsels.
Innerhalb des Reaktordruckbehälters werden Moderator und Kühlmittel durch einen zweiten von 253 Kühlkanälen durchzogenen inneren Behälter voneinander getrennt. Dieser Moderatorbehälter hat Ausgleichsöffnungen zum oberen Sammelraum des Kühlmittels, so daß der Moderator unter dem gleichen Druck wie das aus den Kühlkanälen austretende Kühlmittel steht. Die dünnwandig ausgeführten Kühlkanäle sind mit je einem Hochdruckverschluß versehen. Das Moderatorwasser wird vom Hauptkühlmittelstrom abgezweigt und mit besonderen Moderatorkühlern zur Verbesserung der Neutronenbilanz auf einem niedrigeren Temperaturniveau gehalten als das Kühlmittel. Die im Moderator aufgenommene Wärme wird zum Vorwärmen des Speisewassers verwendet. 29 Steuerstäbe aus Ag-In-Cd-Legierung zur Leistungsregelung und Abschaltung des Reaktors durchdringen den Reaktorkern diagonal unter einem Winkel von 20°. Auf diese Weise wird der Raum über dem Reaktor als Arbeitsbereich für die Brennelement-Lademaschine freigehalten.
Um einen wirtschaftlichen Abbrand zu erreichen, müssen bei einem Natururanreaktor die Brennelemente umgesetzt und ausgewechselt werden können, ohne daß die Leistung des Reaktors abgesenkt oder gar unterbrochen wird. Hierzu dient eine 90 t schwere Lademaschine, die fernbedient jeden Kühlkanalverschluß anfahren kann. Sie setzt selbstzentrierend und druckdicht auf den Verschluß auf, öffnet und schließt diesen, entnimmt ein Brennelement und setzt ein vorher ins Magazin übernommenes Brennelement in den Kühlkanal wieder ein.

Tabelle 12: Datenübersicht der kommerziellen Kernkraftwerke mit Siemens-Leichtwasser-Druckwasserreaktoren

Standort	Einheit	Stade	Borssele	Biblis A	Esens-hamm	Neckar-westheim	Biblis B
Bauherr		KKS	PZEM	RWE	KKU	GKN	RWE
Planung und Ausführung		Siemens	KWU	KWU/ Hochtief	KWU	KWU	KWU/ Hochtief
Auftragserteilung bzw. (LOI)[3]		7/67	4/69	5/69	1/71	3/71	4/71
Inbetriebnahme		5/72	6/73	6/74	12/76	2/76	7/76
Gesamtanlage							
Elektrische Nennleistung (brutto)	MW	662	477	1 204	1 300	805	1 300
(netto)	MW	630	450	1 146	1 240	757	1 240
Kraftwerkswirkungsgrad	%	33,2	33,0	33,2	33,2	32,1	33,2
Frischdampf: Menge	kg/s	1 000	740	1 860	1 990	990[1] + 190[2]	1 990
Druck	at	52	59,9	52	54,9	56,1	54,9
	bar	51	58,8	51	53,9	55	53,9
Temperatur	°C	265	274	265	269	270	269
Generatorscheinleistung	MVA	780	600	1 500	1 530	820[1] + 184[2]	1 530
Nukleares Dampferzeugungssystem							
Übertragene Wärmeleistung in den DE[4]	MW	1 900	1 365	3 462	3 752	2 360	3 752
Reaktorkern							
Anzahl der Brennelemente		157	121	193	193	177	193
Anzahl der Stäbe je Element		205	205	236	236	205	236
Aktive Länge des Brennstabes	mm	2 985	2 650	3 900	3 900	2 985	3 900
Außendurchmesser des Brennstabes	mm	10,75	10,75	10,75	10,75	10,75	10,75
Brennstoff		UO_2	UO_2	UO_2	UO_2	UO_2	UO_2
Mittlere Anreicherung U 235	%	3	3	3	3	3	3
Mittlere Brennstoffleistung	kW/kgU	33,8	36,1	35	36,7	38,1	36,7
Brennstoffeinsatz	t U	56,2	38	99,2	101,7	61,9	101,7

[1] Drehstrom [2] Bahnstrom [3] Letter of intend [4] Dampferzeugern (gesamt)

	Einheit	Stade	Borssele	Biblis A	Esens-hamm	Neckar-westheim	Biblis B
Reaktorkern							
Anzahl der Steuerelemente		49	28	61	61	45	61
Kühlmittel							
Durchsatz	kg/s	12 200	10 000	20 000	20 000	14 450	20 000
Druck am Reaktoraustritt	at	158	158	158	158	158	158
	bar	155	155	155	155	155	155
Temperatur am Reaktorein/austritt	°C	288/316	295/319	284,7/316,6	290/323	290,5/319,5	290/323
Reaktordruckgefäß							
Innendurchmesser	mm	4 080	3 730	5 000	5 000	4 360	5 000
Gesamthöhe	mm	10 390	9 840	13 250	13 250	10 949	13 250
Gesamtgewicht etwa	t	205	245	530	530	311	530
Dampferzeuger							
Anzahl		4	2	4	4	3	4
Außendurchmesser (max.)	mm	3 500	4 200	4 750	4 750	4 670	4 750
Gesamthöhe	mm	15 600	16 400	18 750	18 750	18 350	18 750
Gesamtgewicht je Dampferzeuger	t	200	320	300	300	300	300
Hauptkühlmittelpumpen							
Anzahl		4	2	4	4	3	4
Förderhöhe (Flüssigkeitssäule)	m	64	82	93	93	93	93
Förderstrom	kg/s	2 930	4 900	5 000	5 000	4 820	5 000
Motornennleistung	kW	4 000	5 750	8 550	8 550	8 250	8 550
Sicherheitshülle							
Durchmesser	m	48	46	56	56	50	56
Auslegungsdruck	at	4,84	5,91	5,81	5,81	4,79	5,81
	bar	4,75	5,8	5,7	5,7	4,7	5,7

Kernkraftwerke mit AEG-Siedewasserreaktoren (AEG — SWR)

Direktkreislauf

Der AEG-Siedewasserreaktor (Abb. 34) basiert auf dem charakteristischen Prinzip des Direktkreislaufes (Abb. 35). Der im Reaktordruckbehälter erzeugte gesättigte Dampf mit einem Druck von 72 at (70,6 bar) und 286° C wird der Turbine direkt als Arbeitsmittel zugeführt und nach Durchströmen des Kondensators und der Vorwärmstrecke als Speisewasser mit einer Endtemperatur von 215° C in den reaktor-internen Kühlmittelkreislauf zurückgespeist. Es vermischt sich dort mit dem aus den Dampfabscheidern abströmenden Wasser und wird mittels reaktor-interner Umwälzpumpen von unten nach oben durch den Reaktorkern gedrückt. Hierbei nimmt es die durch die Kernspaltung erzeugte Wärme-Energie auf und verdampft teilweise. Das aus dem Kern austretende Dampf-Wasser-Gemisch mit einem Dampfanteil von etwa 13 Gew. % wird in oberhalb des Reaktorkerns angeordneten Zyklon-Dampfabscheidern in seine beiden Phasen getrennt. Nach der Trocknung strömt der Dampf über nachgeschaltete mechanische Dampftrockner, wo der Wassergehalt auf etwa 0,1 Gew. % reduziert wird, zur Turbine.

Reaktor

Innerhalb des etwa 20 m hohen Reaktordruckbehälters, dessen Innenseite aus Korrosionsgründen austenitisch plattiert ist, befindet sich als Wärmequelle der Reaktorkern. Er wird entsprechend der Leistungsgröße der Anlage aus einer Vielzahl gleichartiger

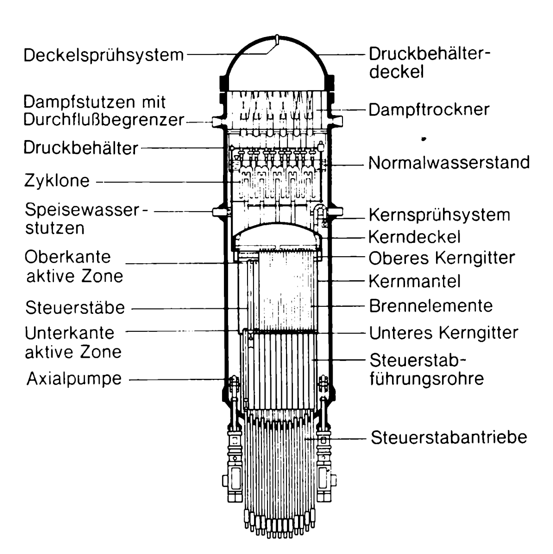


Abb. 34: AEG-Siedewasserreaktor Druckbehälter mit Einbauten

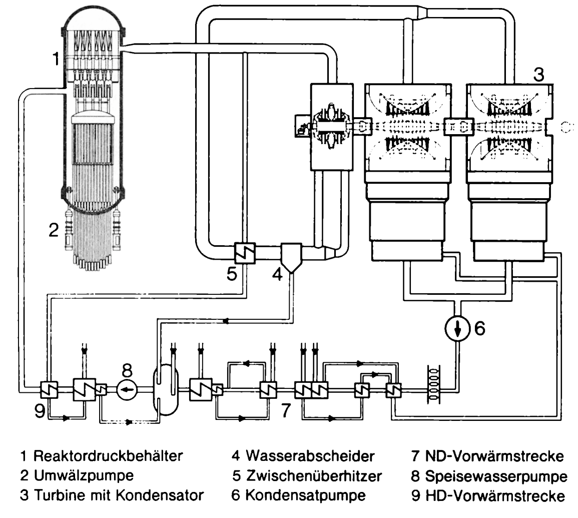


Abb. 35: AEG-Siedewasserreaktor Hauptkreislauf

Kernzellen aufgebaut und bestimmt somit den Durchmesser des Reaktordruckbehälters. Abbildung 36 zeigt die Zusammensetzung einer Siedewasserreaktor-Kernzelle, die aus vier um einen kreuzförmigen, mit neutronen-absorbierendem Material gefüllten Steuerstab gruppierten Brennelementen besteht. Die untere und obere Gitterplatte fixieren die Positionen von Brennelementen und Steuerstäben. Eine Anlage für eine elektrische Leistung von 1300 MW besitzt beispielsweise 772 Brennelemente und 193 Steuerstäbe; der Durchmesser des Druckbehälters beträgt bei dieser Leistungsgröße etwa 6,5 m.

Brennelemente

Das Brennelement des AEG-Siedewasserreaktors besteht aus einer 8×8- (bei älteren Anlagen auch aus einer 6×6- oder 7×7-) Anordnung von Brennstäben, die von einem Brennelementkasten umgeben sind. In die Brennstäbe ist als Brennstoff angereichertes Uran in Form von gesinterten Tabletten aus Urandioxid, den sogenannten Pellets, eingefüllt. Als Hüllrohr- und Kasten-Material wird das neutronenökonomisch günstige Zircaloy verwendet. Die Gesamtlänge eines Brennelementes beträgt etwa 4500 mm, die aktive Länge, das ist die Länge der Brennstoffsäule, 3760 mm.

Der Brennstoff ist beim Gleichgewichtskern mit 2,6 % U 235 angereichert. Damit wird ein mittlerer Abbrand von 27 500 MWd/tU erzielt.

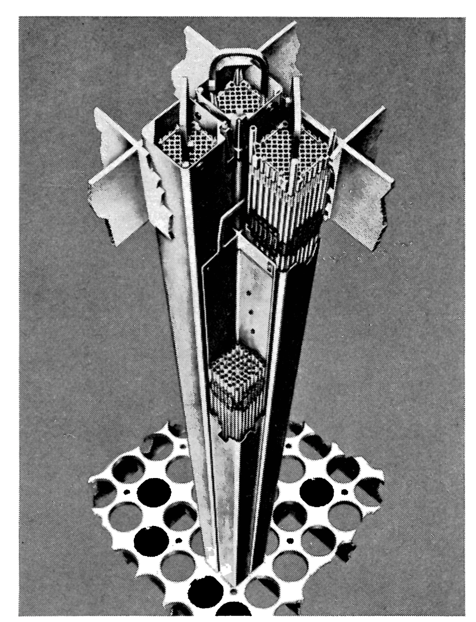


Abb. 36: AEG-Siedewasserreaktor Baulinie 72, Kernzelle

Regelung

Die zwischen jeweils vier Brennelementen geführten Steuerstäbe dienen sowohl der Regelung des Reaktors bei Leistungsänderungen als auch der Schnellabschaltung bei eventuell auftretenden Störfällen. Entsprechend dieser unterschiedlichen Aufgaben verwendet der AEG-Siedewasserreaktor hierfür einen kombinierten mechanisch-hydraulischen Antriebsmechanismus, der unterhalb des Reaktordruckbehälters in speziellen Gehäuserohren untergebracht ist (Abb. 37). Bei normalen Regelbewegungen wird der Steuerstab durch einen Elektro-Motor über einen Spindel-Mutter-Antrieb mit einer Geschwindigkeit von 2 bis 3 cm/s verfahren. Im Falle einer Schnellabschaltung werden die Steuerstäbe hydraulisch in den Kern eingeschossen. Als Treibmittel dient Druckwasser aus speziell hierfür bereitgestellten Tanks.

Kühlmittelpumpe

Besondere Aufmerksamkeit wurde beim Siedewasserreaktor seit jeher der Kühlmittelumwälzung gewidmet. Ziel der auf diesem Gebiet durchgeführten Entwicklungsarbeiten war eine vollkommen reaktor-interne Kühlmittelumwälzung, die vor allem in sicherheitstechnischer Hinsicht entscheidende Vorteile bietet. AEG-TELEFUNKEN hat dieses Problem mit reaktor-internen Axialpumpen, die im unteren Fallraum des Reaktordruckbehälters angeordnet sind, gelöst. Die erste SWR-Anlage mit diesen Pumpen, die in Prototyp-Einheiten im Originalmaßstab unter simulierten Reaktorbedingun-

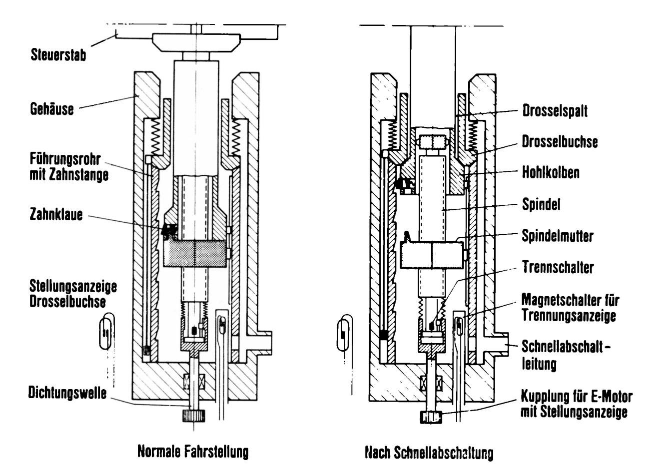


Abb. 37: AEG-Steuerstabantrieb (Prinzip)

gen ausführlich in einem speziellen Versuchsstand getestet wurden, wird in Brunsbüttel Anfang 1974 in Betrieb gehen.
Die neueste Ausführung dieser Pumpe zeigt Abbildung 38. Ein in einem Einlaufrohr angeordnetes Axialrad wird über eine zweifach gelagerte Welle von einem frequenzgesteuerten Synchron-Motor angetrieben. Das obere Radial-Lager wird mit Reaktorwasser geschmiert und arbeitet hydrodynamisch; das untere — ebenfalls hydrodynamische — kombinierte Axial/Radiallager ist ölgeschmiert. Eine zweistufige hydrodynamische Dichtungspartie baut den vollen Reaktordruck ab und verhindert sicher ein Austreten von Reaktorwasser. Die Drehzahlregelung erfolgt mittels statischer Umrichter, sogenannten Thyristoren.
Zusammen mit den Steuerstäben bilden diese Pumpen die Stellglieder für die kombinierte Steuerstab-Umwälzregelung des AEG-SWR.

Sicherheits-behälter (Containment)

Reaktordruckbehälter einschließlich der Steuerstab- und Pumpenantriebe sind in einem Sicherheitsbehälter untergebracht, der die Aufgabe hat, ein Freisetzen von Radioaktivitäten in die Umgebung, auch im Falle des der Auslegung zugrundeliegenden „größten anzunehmenden Unfalls“, auszuschließen. Nachdem die ersten Siedewasserreaktor-Anlagen Kahl, Gundremmingen und Lingen noch mit einem Volldruck-Containment ausgerüstet waren, ist AEG-TELEFUNKEN 1967 zum Druck-Abbau-System übergegangen, bei dem der Sicherheitsbehälter in eine Druck- und eine Kondensationskammer unterteilt ist. Die Vorteile dieser Bauweise liegen in der Kompaktheit dieser Anordnung und in niedrigerem Druck bei Unfallbedingungen.

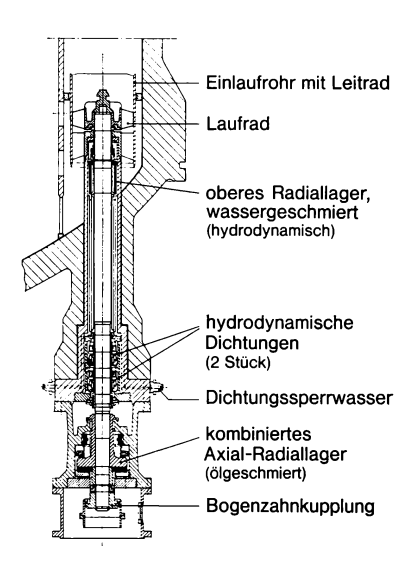


Abb. 38: AEG-Siedewasserreaktor Baulinie 72, Interne Kühlmittelumwälzpumpe

Für die bis 1977 in Betrieb gehenden Folge-Anlagen ist der kugelförmige Stahl-Sicherheitsbehälter mit einer außenliegenden Dichthaut charakteristisch. Sie ermöglicht ein kontinuierliches Absaugen des Luft-Dampf-Gemisches im oberen und unteren Ringraum und verhindert bei einem Unfall durch Rückpumpen der abgesaugten Luft in den Sicherheitsbehälter zuverlässig ein Austreten von Radioaktivität in das Reaktorgebäude.
Angesichts der in den letzten Jahren ständig verschärften Genehmigungsauflagen in der Bundesrepublik Deutschland, vor allem bezüglich Flugzeugabsturz auf ein Kernkraftwerk, Erdbeben und Explosion einer Gaswolke in unmittelbarer Nähe des Kernkraftwerks, hat AEG-TELEFUNKEN 1971/72 ihre Baulinie auf einen Spannbeton-Sicherheitsbehälter in einem zylindrischen Reaktorgebäude mit Kugeldach umgestellt (Abb. 39). Das Prinzip des Druckabbausystems wurde unverändert beibehalten, die Kondensationskammer jedoch an der tiefsten Stelle des Sicherheitsbehälters angeordnet. Das bewährte Prinzip des Brennelementwechsels unter Wasser wurde ebenfalls unverändert übernommen.
Dabei werden je nach Zahl der gefahrenen Vollaststunden jährlich 20 bis 25 % der gesamten Kernladung durch frische Brennelemente ersetzt. Sie werden mit Hilfe des Teleskopmastes der Wech-

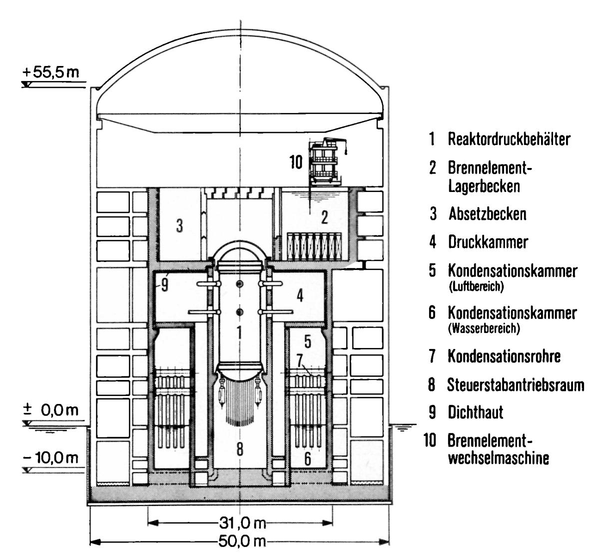


Abb. 39: AEG-Siedewasserreaktor, Baulinie 72, Sicherheitsbehälter mit Reaktorgebäude

selmaschine in den Kern ein- bzw. ausgefahren. Das Anfahren der einzelnen Kerngitter-Positionen kann ohne optische Hilfsmittel nur nach Sollwertvorgaben erfolgen, was sich in kurzen Brennelement-Wechselzeiten niederschlägt.

Tabelle 13: Kernkraftwerke mit AEG-Siedewasserreaktoren

Name	Standort	Elektrische Nettoleistung MW	Auftrags-/Inbetriebnahme Datum	Kreislauf	Kühlmittelumwälzung	Sicherheitsbehälter	Leistungsregelung	Mittlere Brennstoffbelastung kW/kg U
VAK	Kahl BRD	15	1958 1961	Indirekt	Naturumlauf	Volldruck Sicherheitsbehälter	Steuerstäbe	11,0
KRB	Gundremmingen BRD	237	1962 1966	Direkt, Zweikreisanlage	Extern		Steuerstäbe Unterkühlung	17,1
KWL	Lingen BRD	240	1964 1968	Indirekt, ölgefeuerter Überhitzer			Umwälzregelung, Steuerstäbe	16,2
HDR*	Großwelzheim BRD	25	1965 1970	Indirekt, mit nuklearem Überhitzer				15,0
KWW	Würgassen BRD	640	1967 1971	Direkt, Einkreis	$^1/_3$ externe, $^2/_3$ interne Umwälzung (Strahlpumpen)	Druckabbausystem		22,1
KKB	Brunsbüttel BRD	770	1970 1973		Intern, mit internen Axialpumpen			22,1
KKP-1	Philippsburg BRD	864	1970 1974					22,3
KKP-2	Philippsburg BRD	864	1971 1977					22,3
GKT	Tullnerfeld Österreich	695	1971 1976					22,25
KKI	Niederaichbach BRD	870	1971 1976					22,3
KKK	Krümmel BRD	1260	1972 1977					22,5

* Heißdampfreaktor

4. Gasgekühlte Hochtemperatur-Leistungsreaktoren

a) Thorium-Hochtemperaturreaktor (THTR) — Prototyp-Anlage

Der Hochtemperatur-Kugelhaufen-Reaktor (S. 80) stellt eine erste Stufe in der Hochtemperatur-Reaktorentwicklung dar; in einer zweiten hat Brown Boveri/Krupp (BBK, heute HRB) im Rahmen der THTR-Assoziation, in der seit 1963 der Bund, die Kernforschungsanlage Jülich GmbH (KFA) und die Kommission der Europäischen Gemeinschaften zusammenarbeiten, im Mai 1968 baureife Unterlagen für eine THTR-Prototyp-Anlage mit einer elektrischen Leistung von etwa 300 MW vorgelegt. Mit dem Bau dieses Reaktors wurde Anfang 1971 in Schmehausen, in der Nähe von Dortmund, begonnen.

THTR-Baubeschluß

Für das THTR-Kernkraftwerk ist ein Zweikreissystem vorgesehen. Das im Reaktorkern erhitzte Primärgas gibt in Dampferzeugern seine Wärmeenergie an den sekundären Wasser-Dampfkreis ab. Zwischen dem aktiven Primärkreis und dem nicht aktiven Sekundärkreis besteht eine klare Trennung. Der Kern, die Gebläse, die sechs Dampferzeuger und die Einrichtungen zur Reaktorsteuerung und Überwachung sind in dem Spannbeton-Druckbehälter untergebracht. Als Kühlmittel dient Helium, welches den Kern von oben nach unten bei einem Betriebsdruck von 40 at (39,2 bar) durchströmt.

Aufbau des Reaktors THTR

Der Kern besteht aus einem zylindrischen Behälter aus Graphit und Kohlestein mit konischem Boden und ist im stationären Betrieb mit einer Schüttung von 675 000 kugelförmigen Brennelementen gefüllt. Diese Kugeln haben einen Durchmesser von 6 cm und enthalten den nuklearen Brennstoff in Form von „coated particles“. Durch ein zentrales Abzugsrohr werden die Brennelemente aus dem Kern abgezogen und auf mechanische und nukleare Eigenschaften untersucht. Danach werden die Kugeln entweder ganz ausgeschieden und durch frische ersetzt oder dem Kern erneut zugeführt. Es findet somit ein langsames Fließen des Kugelhaufens durch den Reaktorkern statt. Hierdurch ist es möglich, die Brennelemente kontinuierlich auszutauschen, ohne den Leistungsbetrieb des Reaktors zu beeinträchtigen (hohe Verfügbarkeit der Anlage).

THTR-Kern

Durch Einsatz von Thorium 232 wird neuer Spaltstoff (Uran 233) erbrütet und abgebrannt. Für den THTR-Prototyp wird Brut- und Spaltstoff in der gleichen Kugel gemischt eingesetzt. Als Spaltstoff wird hoch angereichertes Uran (93 %) und als Brutstoff Thorium verwendet. Eine Brennelementkugel enthält 0,96 g Spaltstoff und 10,2 g Thorium. Die Eintrittstemperatur des Heliums in die Dampferzeuger beträgt 750° C und die Turbineneintrittstemperatur des Dampfes 530° C. Das THTR-Kraftwerk hat einen Wirkungsgrad von 40 %.

Tabelle 14: Hauptauslegungsdaten des THTR-Kraftwerkes

Thermische Leistung (Reaktorkern)	750	MW
Generator-Nettoleistung	307,5	MW
Frischdampf (Turbineneintritt)	181	at (177,6 bar) / 530° C
Zwischenüberhitzung (Turbineneintritt)	47,2	at (46,3 bar) / 530° C
Speisewasser (Eintritt Dampferzeuger)	240	at (235 bar) / 180° C
Dampfleistung	920	t/h
mittlere Helium-Eintrittstemperatur in Dampferzeuger	750	° C
Kühlgas-Durchsatz (Helium)	295,5	kg/s
max. Betriebsdruck	40	at (39,2 bar)
Leistungsdichte im Reaktorkern	6	MW/m^3
Anzahl der Brennelementkugeln	675 000	
Volumen der Kugelschüttung	125	m^3

THTR-Spannbeton-Druckbehälter

Der Druckbehälter wird auf der Baustelle in Spannbetonweise errichtet; sein Innendurchmesser beträgt 15,9 m, seine Höhe 15,3 m. Um die notwendige Festigkeit zu erreichen, ist für den THTR-Spannbetonbehälter die Wanddicke von 4,5 m und für den Deckel — bzw. die Bodenplatte — eine Dicke von 5,1 m vorgesehen. Der Behälter ist mit horizontal und vertikal verlaufenden Spannkabeln vorgespannt. Schwerbeton, wie er für den Druckbehälter eingesetzt wird, läßt jedoch Gas diffundieren und soll nicht auf mehr als 60° C erwärmt werden. Der Gasdichtung und Wärmedämmung dient eine 2 cm starke Stahlauskleidung — ein sogenannter Liner —, auf welcher auf der Innenseite eine Stahlfolienisolierung von 7 cm Dicke aufgebracht ist; außen ist auf dem Liner ein Wasser-Kühlrohrsystem aufgeschweißt. In den an den Liner angrenzenden Räumen ist nur mit einer Temperatur von 60° C beim Normalbetrieb zu rechnen. Durch das Liner-Kühlsystem wird der an den Liner außen angrenzende Beton bei Normalbetrieb auf maximal 40° C gehalten.

Zur Aufnahme von Gebläse, Dampferzeuger, Steuerstäben, Rohrleitungen, Kabeldurchführungen und Meßeinrichtungen ist der Spannbeton-Druckbehälter mit verschiedenen Durchbrüchen versehen, die mit Dichtungsrohren ausgekleidet sind. Die größten Öffnungen sind sechs Durchbrüche von je 2,25 m Durchmesser im Deckel für die Dampferzeuger und sechs Durchbrüche von je 2,15 m Durchmesser in der Wand für die Kühlgasgebläse.

b) Once Through Then Out Reaktor (OTTO-Reaktor)

Eine neue Entwicklung zum Kugelhaufenreaktor stellt das Einwegbeschickungsprinzip dar (**O**nce **T**hrough **T**hen **O**ut, OTTO). Durch eine überraschend einfache Modifikation in der Beladungsweise des Reaktors ist es möglich, die mittlere Gasaustrittstemperatur bis auf 950° C und die mittlere Leistungsdichte bis auf 14 MW/m^3 anzuheben, ohne die herkömmlichen technologischen Grenzbedingungen der Brennelementbelastung zu überschreiten.

Einweg-beschickungs-prinzip

Die Betriebsweise des herkömmlichen Reaktortyps zielt auf eine kontinuierliche Durchmischung der Brennelemente ab, um die Leistungsüberhöhung der frischen Kugeln zu beschränken. Bei dem OTTO-Prinzip wird die Beschickungsweise des Reaktors derart verlangsamt, daß die Kugeln ihren vorgesehenen Zielabbrand bereits bei einem einzigen Durchlauf erreichen. Unter dieser Betriebsweise sind die Brennelemente im Kern in vertikaler Richtung streng nach zunehmendem Abbrand geordnet und Leistungsunterschiede zwischen benachbarten Elementen entfallen. Im oberen Bereich befinden sich die frisch zugeladenen Kugeln, und es bildet sich hier eine Überhöhung der Neutronenflußdichte heraus, wie sie in Abbildung 40 dargestellt ist. Im unteren Bereich bedingen Spaltstoffabbrand und Spaltproduktaufbau eine starke Verminderung der Flußdichte. Entsprechend der Spaltstoffverteilung und Neutronenflußdichte ist das Profil der Leistungsdichte gleichfalls asymmetrisch verformt, und hierdurch wird an das abwärtsströmende Kühlgas eine optimale Wärmeübertragung gewährleistet. Eine Überhitzung des Brennstoffes wird im oberen Teil des Kerns durch die niedrige Temperatur des einströmenden Gases und im unteren Bereich durch die geringen Temperaturgradienten in den Brennelementen vermieden.

Theoretische Unter-suchungen

In dem vorliegenden Reaktortyp besteht eine enge Kopplung zwischen dem Fortschreiten des Abbrandes, der räumlichen Verteilung der Neutronenflußdichte und dem Fließprofil der Kugeln. Daher erfordert die Berechnung den systematischen Nachvollzug des Reaktorbetriebes von der Erstbeladung bis zum Gleichgewichtsbetriebszyklus. Mit dem neu entwickelten Zyklus von Computerprogrammen V.S.O.P. ermöglicht sich dieses in einer Rechenzeit von etwa 15 CPU-Minuten (Control Processor Unit) auf der Rechenanlage IBM-370-165. Aus einem detaillierten Studium von errechneten Gleichgewichtskernen resultiert die Kenntnis der vorteilhaften Eigenschaften dieses Reaktortyps:

Eigenschaften

— kurze und gleichmäßige Einbrennphase;
— starke Flexibilität in geometrischer Auslegung von Brennelement und Kern sowie in der Wahl des Brennstoffes;
— Einflußnahme auf die Leistungsverteilung im Kern durch Brennelementwahl und Beschickung;

— hohe Wirksamkeit von Steuerstäben in Hohlraum und Reflektor oberhalb der Kugelschüttung aufgrund der Flußdichteüberhöhung (Abb. 40);
— automatische Kühlung des Regelsystems durch den Gasstrom;
— Abklingen kurzlebiger Spaltprodukte im unteren Kernbereich;
— Erzielung der genannten hohen Gasaustrittstemperatur und Leistungsdichte;
— Fortfall von Einrichtungen zur Abbrandmessung und Wiederbeladung.

Realisierung In einer Gegenüberstellung des mehrfach beschickten Kugelhaufenreaktors zeigt sich, daß die die Ökonomie bestimmenden Daten annähernd gleich sind. Da ferner derselbe Brennelementtyp wie im THTR eingesetzt werden kann, werden die genannten technischen Vorteile ohne Entwicklungsaufwand oder erhöhte Brennstoffzykluskosten erzielt. Aufgrund der vereinfachten, flexiblen Beschickung

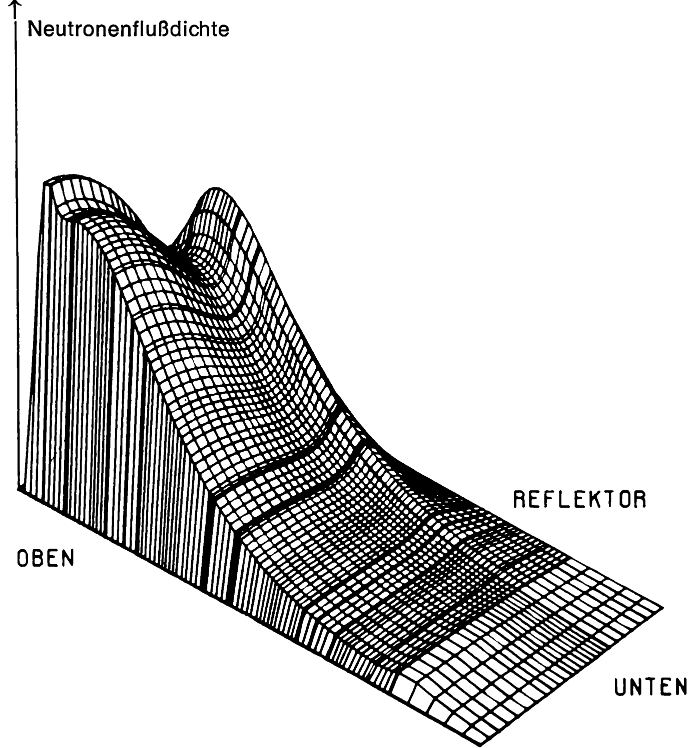


Abb. 40: Räumliche Verteilung der thermischen Neutronenflußdichte (Neutronenenergie bis 1,85 eV) im OTTO-Reaktor

und Regelbarkeit im oberen Reflektor eignet sich das OTTO-Prinzip besonders zur Konzeption von großen Einheiten mit 3000 MW thermischer Leistung oder mehr.

c) Prozeßwärmereaktor

Neben der Erzeugung von elektrischer Energie ist die Verwendung der in Kernreaktoren freigesetzten Wärme in chemischen und verfahrenstechnischen Prozessen ein für die Zukunft interessantes Anwendungsgebiet. Hierzu kann der in einer Leichtwasser-Reaktoranlage erzeugte Dampf in hervorragender Weise verwendet werden oder, wo es die technologischen Verfahren erfordern, als Energieträger zum Aufheizen weiterer die Wärme übertragender Zwischenkreisläufe dienen.
Wenn in chemischen Prozessen sehr hohe, über der Betriebstemperatur der konventionellen Reaktoren liegende Temperaturen verlangt werden, bietet sich der Einsatz des Hochtemperaturreaktors an. Solche Prozeßwärmereaktoren werden in Zusammenarbeit mit der Industrie in der KFA Jülich GmbH entwickelt. Die hierfür einsetzbaren Hochtemperaturreaktoren erfordern folgende Modifikation gegenüber bisherigen Projekten:

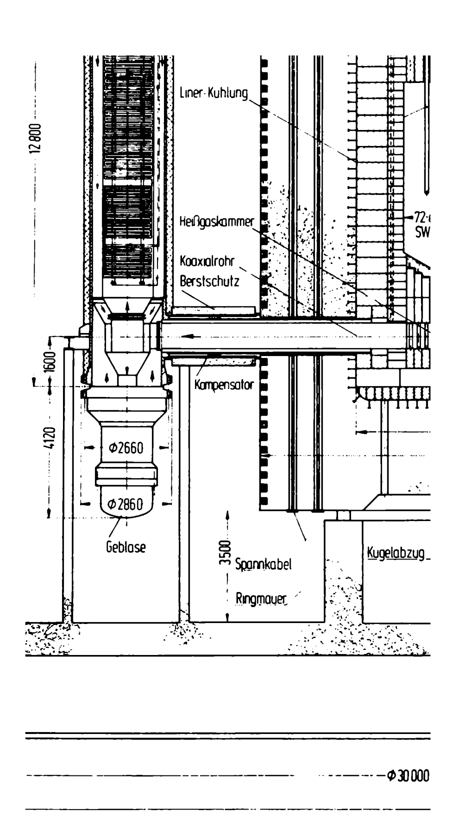
Einwegbeschickung der Brennelemente.
Loopbauweise der Dampferzeuger oder Wärmetauscher, Aufstellung im Containment.
Unterirdische Unterbringung des Containments.
Verbindungen zwischen Reaktordruckbehälter und Wärmetauschern durch Koaxialleitungen.
Gebläse direkt an den Wärmetauscher angeflanscht.
Verzicht auf Folienisolierung des Liners, Ersatz durch Kohlestein.

Anlagenübersicht Prozeßwärme-Reaktor

Abbildung 41 zeigt einen unter diesen Gesichtspunkten gestalteten Aufbau des Reaktorkerns sowie die Anordnung des Primärteils im Containment. Durch die freie Aufstellung der Wärmetauscher kann der Reaktordruckbehälter sehr klein gehalten werden; durch Verzicht auf die Umlaufbeschickung kann die Bauhöhe der gesamten Anlage begrenzt werden. Nur dadurch wird überhaupt erst eine unterirdische Anordnung wirtschaftlich vertretbar.
Die kugelförmigen Brennelemente gehen bei diesem Reaktortyp nur einmal durch den Kern hindurch (sogenannte Einwegbeschikkung, im Gegensatz zur Mehrfachdurchlaufbeschickung). Sie werden hierbei über ein Schleusensystem von oben in mehreren Zonen in den Reaktorkern eingegeben, durchlaufen ihn (Aufenthaltzeit etwa 2,5 a),

Einwegbeschickung

werden aus dem konischen Kernboden durch ein oder mehrere Abzugsrohre und Entnahmevorrichtungen entnommen und gelangen in unter Druck stehende Transportwagen, die in bestimmten Zeitrhythmen gefüllt, abgeflanscht und dann zur Wiederaufarbeitungsanlage oder zur Endlagerung transportiert werden. Dieses Beladeprinzip gestattet es, Temperaturen im Kühl-



12800
Liner-Kuhlung
Heißgaskammer
Koaxialrohr
Berstschutz
Kompensator
1600
4120
Φ2660
Φ2860
Geblase
3500
Spannkabel
Ringmauer
Kugelabzug
Φ30000

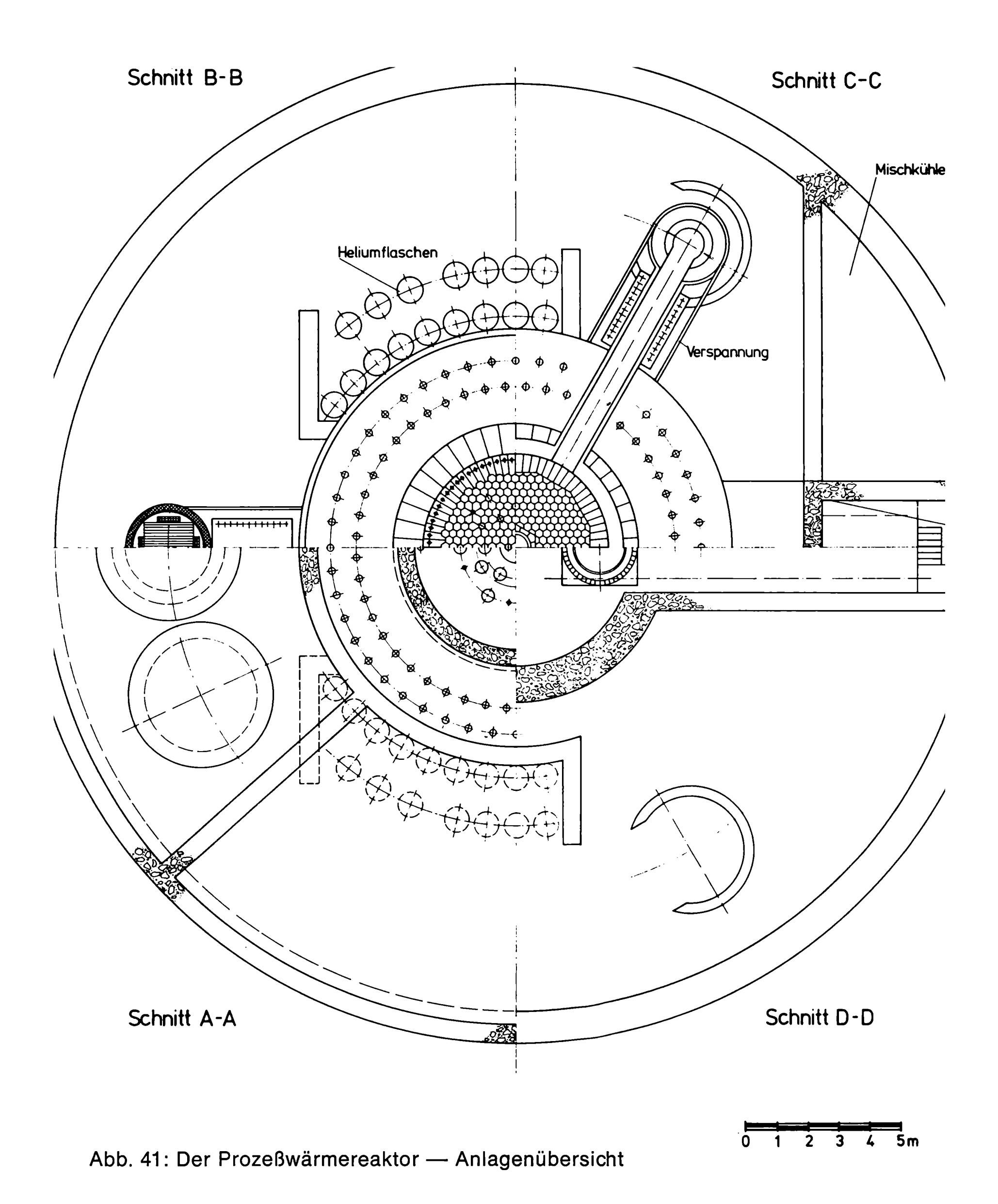


Abb. 41: Der Prozeßwärmereaktor — Anlagenübersicht

gas von etwa 1000° C zu erreichen, ohne die heute üblichen Spezifikationen der Brennelemente zu überschreiten.

Gasführung

Das Kühlgas wird nach Durchgang durch die Kugelschüttung in der aus Graphitsäulen gebildeten Heißgaskammer gesammelt und durch bis zu 6 Koaxialleitungen zu den Wärmetauschern geleitet. Die zugehörigen Gebläse sind jeweils an den Wärmetauschern angeordnet. Das aus diesen Aggregaten zurückströmende Kaltgas (etwa 250° C) wird durch den äußeren Ringraum der Koaxialleitungen zurück zum Reaktor geführt und hier in einer unteren Kaltgassammelkammer, die ringförmig um die Heißgaskammer angeordnet ist, gesammelt. Durch Bohrungen im Seitenreflektor wird hieraus das Kühlgas in die obere Kaltgassammelkammer geleitet, von wo aus es wieder in den Kern eintritt.

Kernaufbau

Beim Kernaufbau ist der Ersatz des thermischen Schildes durch eine hinreichend dicke, entsprechend Neutronen absorbierende Kohlesteinwand vorgesehen. Gleichzeitig wird durch diese Isolierschicht der Schutz des Behälters vor zu hohen Temperaturen gewährleistet; die Verwendung von Isolierfolien wird damit vermieden.

Mögliche Störfälle, wie der Bruch einer Koaxialleitung oder Rohrreißer im Wärmetauscher, können mit den vorgesehenen baulichen Maßnahmen beherrscht werden.

Reaktorsicherheit

Das Containment ist mit N_2 gefüllt und so groß dimensioniert, daß es im Störfall den gesamten Heliuminhalt des Primärkreises aufnehmen kann. Die Inertgasfüllung N_2 wird gewählt, um im Störfall (Bruch einer Koaxialleitung) den Eintritt von Luft in den Reaktorkern zu verhindern. Das Containment wird mit einer Erdschicht von etwa 5 m Dicke überdeckt, so daß auch gegen Flugzeugabstürze, Flächenbrände und Explosionswellen von außen Sicherheit besteht. Anlagen dieses Typs können durch die unterirdische Anordnung, die Wahl eines Containments sowie die große Wärmekapazität des Reaktorkerns inhärent sicher gestaltet werden.

d) Heliumgekühlter Hochtemperaturreaktor (HHT)

Direkte Kopplung von HTR und Heliumturbine

Zur Elektrizitätserzeugung bietet sich beim Hochtemperaturreaktor neben dem konventionellen Dampfturbinenkreislauf die Möglichkeit an, das erhitzte Helium-Kühlgas in direkter Kopplung einer Helium-Turbinenanlage zuzuführen. Hierdurch wird eine Reduzierung der Anlagekosten, eine Vereinfachung und Kompaktierung des Kreislaufes, eine Verbesserung des Teillastverhaltens sowie ein günstigeres Störfallverhalten erzielt. Darüber hinaus steht fest, daß beim Übergang zu trockener Luftkühlung die Mehrkosten geringer sind als in anderen Kernkraftwerkskonzepten. Das Ziel der Entwicklung solcher HHT-Kraftwerke ist der Bau einer Prototyp-Anlage mit einer elektrischen Leistung im Bereich zwischen 300 MW und 600 MW. Später sind Kraftwerke mit einer elektrischen Einheitsleistung um 1000 MW oder mehr geplant. Den Vorstudien wurde ein Kernkraftwerk mit einer elektrischen Leistung von

1000 MW und mit einer Gastemperatur am Reaktorauslaß von 850° C zugrundegelegt. Wirtschaftliche Verbesserungen sind bei Übergang auf Gastemperaturen am Reaktorauslaß um 950° C zu erwarten.

Geschlossener Kreislauf mit Gasturbine

Der Hochtemperaturreaktor ist die Wärmequelle für den Heliumturbinen-Kreislauf. In ihm wird das in mehreren, parallel geschalteten rekuperativen Wärmetauschern vorgewärmte Heliumgas auf die zur wirtschaftlichen Durchführung des Energiewandlungsprozesses notwendige Temperatur gebracht (Abb. 42). Das vom Reaktor kommende Heißgas expandiert in der Turbine, wobei mechanische Arbeit zum Antrieb des elektrischen Generators freigesetzt wird. Das expandierte Gas wird durch rekuperative Wärmeübertrager geleitet, anschließend in Vorkühlern abgekühlt und in beiden Kompressoren, zwischen denen eine Kühlung in Zwischenkühlern erfolgt, auf den höchsten Prozeßdruck gebracht. Nach Verlassen des Hochdruckkompressors wird das Gas in den rekuperativen Wärmeübertragern durch Wärmeaufnahme vom abkühlenden, expandierten Gas auf die Temperatur am Reaktorauslaß gebracht.

Die aus dem Kreislauf in den Vor- und Zwischenkühlern abzuführende Wärme wird über geschlossene Zwischenwasserkreisläufe in den Luftkühlern eines Luftkühlturmes abgegeben (trokkene Rückkühlung). Die Zustandsgrößen des Gases an den verschiedenen Stellen des Kreislaufes gehen aus Abb. 42 hervor. Das Expansionsverhältnis in der Turbine ist so gewählt (entsprechend einem Druckverhältnis von etwa 3), daß ein hoher Nettowirkungsgrad erreicht wird. Er beträgt für ein 1000 MW Kraftwerk (elektrische Leistung) und die in der Abbildung angegebenen Zustandsgrößen um 42 %. Bei einer Reaktorauslaßtemperatur von 850° C ergibt sich ein Nettowirkungsgrad von etwa 40 %. Gegenüber Kernkraftwerken mit Hochtemperaturreaktor und Dampfturbinenanlage ist die Gastemperatur am Reaktoreinlaß merklich höher (hier etwa 500° C); jedoch ist der Massendurchsatz im Reaktor nur wenig verschieden.

Graphit-Brennelemente

Entsprechend der hohen Gastemperaturen im Reaktor kommen zur Moderierung nur Graphit, also graphitumhüllte Brennelemente infrage. Die Brennstoffzone ist als Matrix aus umhüllten Brennstoffpartikeln aufgebaut. Als anfänglicher Spaltstoff dient Uran 235; als Ausgangsstoff für das thermische Brüten wird Thorium eingesetzt. Es sind sowohl blockförmige Brennelemente mit besonderen Kühlgaskanälen als auch kugelförmige Brennelemente verwendbar. Für die Auswahl einer dieser Brennelementformen sind ihre Besonderheiten bezüglich der Beschickung („Fließen" bei Kugeln, Umsetzen bei Blöcken) der Herstellung und des Betriebsverhaltens (Wärmeleitung vom Brennstoff bis zum Gas und Spaltproduktrückhaltevermögen) zu berücksichtigen. Für die angegebenen hohen Gastemperaturen erscheinen kugelförmige Brennelemente in bezug auf die Beschickung und das Betriebsverhalten günstiger als blockförmige Brennelemente.

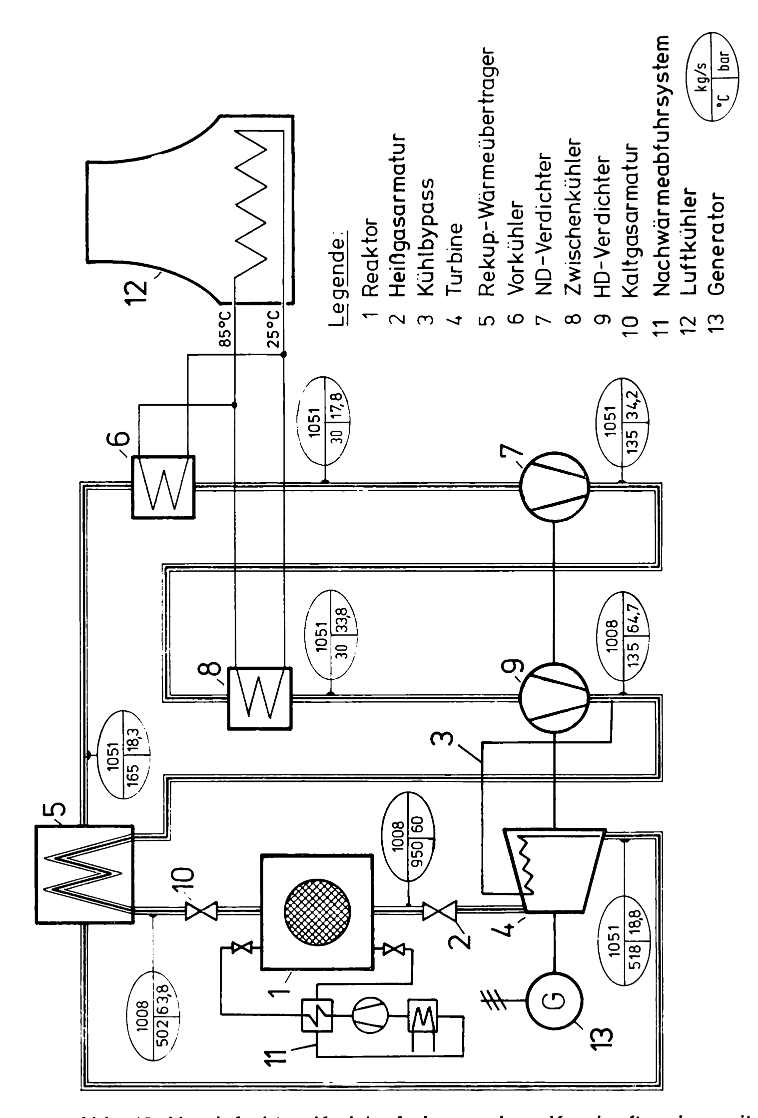


Abb. 42: Vereinfachtes Kreislaufschema eines Kernkraftwerkes mit Hochtemperaturreaktor und Heliumturbinenkreislauf. (Die Zustandsdaten entsprechen der Auslegung für eine Anlage mit einer elektrischen Leistung von 1000 MW bei einer Gastemperatur vor der Turbine von 950° C)

Regelung der Einkreisanlage

Der Reaktor wird mit Steuerstäben geregelt, die von oben in den Reaktorkern eingefahren werden. Typisch für die Betriebsweise der Gasturbinenanlage ist die Laständerung durch Regelung des Druckes; dadurch erreicht man auch bei geringer Belastung der Anlage (Teillast) einen praktisch gleichbleibenden hohen Anlagewirkungsgrad. Soll die Last sehr schnell abgesenkt werden, kombiniert man die Druckpegelregelung mit einer „By-pass"-Schaltung, durch die ein Teil der Kühlgasmenge Reaktor und Turbine umfährt. Schnelle Lastanhebungen werden durch Gaseinspeisung in den Kreislauf aus Überdruckbehältern erreicht.

Nachwärmeabfuhr

Die nach Abschalten des Reaktors noch weiter produzierte Nachzerfallswärme (abklingend von etwa 6 % der thermischen Auslegungsleistung nach einer Schnellabschaltung) wird durch unabhängige Nachwärmeabfuhrsysteme sichergestellt. Diese Systeme brauchen wegen der großen Wärmekapazität und der niedrigen Leistungsdichte des Reaktorkerns ($\leqq 10\ MW/m^3$) erst einige Minuten nach Abschaltung und Kühlmittelstromunterbrechung im Reaktor eingeschaltet zu werden.

Helium als Kühl- und Arbeitsmittel

Helium ist als Kühlmittel für den Reaktor und zugleich als Arbeitsmittel der Gasturbine besonders geeignet; es ist chemisch inert und wird durch die Strahlung im Reaktor nicht aktiviert. Dies wäre z. B. bei Luft wegen der starken Aktivierung des in ihr enthaltenen Argons nicht möglich. Der Einsatz von Helium-Turbinen ist zwar neu, aber es liegen bereits jahrelange Betriebserfahrungen von Gas-Turbinen geschlossener Bauart mit Luft als Arbeitsmittel vor. Auch können die Erfahrungen beim Bau von offenen Gasturbinenanlagen mit verwendet werden. Insbesondere sind die Rotorabmessungen offener Gasturbinen nicht viel kleiner als jene, die bei Heliumturbinen großer Leistung benötigt werden (z. B. für elektrische Leistungen von 1000 MW). Trotz des geringen Molekulargewichtes von Helium im Vergleich zu dem von Luft brauchen die Stufenzahlen in Turbine und Verdichtern nur wenig erhöht zu werden, da die zulässigen Umfangsgeschwindigkeiten von Helium-Turbine und Verdichtern allein durch die Materialfestigkeitsgrenzen bestimmt werden.

Anlagenbauweise für Großanlagen

Aufgrund der Notwendigkeit, Hochtemperaturreaktoren großer Leistung in Spannbetonbehältern unterzubringen, besteht prinzipiell auch die Möglichkeit, die Komponenten des Heliumturbinenkreislaufs mit in diesen Spannbetonbehälter einzubeziehen. In diesem Fall spricht man von einer integrierten Bauweise im Gegensatz zu der nichtintegrierten Bauweise, wo die Komponenten des Heliumturbinenkreislaufes frei um den Reaktorspannbetonbehälter angeordnet sind. Beide Bauweisen haben Vor- und Nachteile, die im wesentlichen aus den dabei zu erwartenden Kosten und technischen Problemen sowie aus der zu erwartenden Verfügbarkeit des Kraftwerkes resultieren. Bei beiden Bauweisen scheinen die sicherheitstechnischen Anforderungen bei Verwendung einer den Kraft-

werksteil mit allen aktivgasführenden Anlagenteilen umgebenden Sicherheitshülle voll erfüllbar. Abb. 43 zeigt als Beispiel für diese Bauweise eine nichtintegrierte Kraftwerksanlage mit einer elektrischen Leistung von 1000 MW im Längsschnitt.

Der Reaktor, der Heliumturbinenkreislauf, die zur Lastregulierung erforderliche Gasspeicheranlage sowie alle übrigen aktivgasführenden Anlagenteile sind in einer stehenden, zylindrischen Sicherheitshülle untergebracht.

Im Hauptkreislauf sind keine störfallbegrenzenden Armaturen enthalten. Der freie Raum in der Sicherheitshülle ist mit Stickstoff von Umgebungsdruck gefüllt. Damit wird erreicht, daß bei nicht auszuschließenden Kreislaufbrüchen (z. B. Bruch einer Gasleitung) keine nachteiligen Störfallfolgen verursacht werden.

Entwicklungsprogramm

Auf der Basis der seit 1967 geleisteten Vorarbeiten, insbesondere der seit Herbst 1971 durchgeführten Konzeptstudien einer integrierten und einer nichtintegrierten Variante, soll Mitte 1972 mit dem Konzeptentscheid die zweijährige Phase I eingeleitet werden. Arbeitsschwerpunkte sind hier: Referenzentwurf für einen Prototyp der Leistungsklasse 300—600 MW (elektrische Leistung); Wirtschaftlichkeitsstudie für eine Großanlage mit einer elektrischen Leistung von 1000—1500 MW; Brennelemententwicklung; Komponentenversuche; Werkstoffuntersuchungen; Arbeiten zur Spaltproduktablagerung; Errichtung des Heliumturbinenkraftwerks Oberhausen (elektrische Leistung 50 MW); Errichtung der Hochtemperatur-Helium-Versuchsanlage (HHV).

Positive Ergebnisse der Phase I vorausgesetzt, werden in Phase II (1974—1977) angebotsreife Unterlagen für den HHT-Prototyp erstellt, Komponentenversuche fortgesetzt und Prototyperprobungen in der HHV begonnen, Brennelemententwicklung und Untersuchung zur Spaltproduktablagerung sowie Werkstoffuntersuchungen fortgesetzt.

Phase III beinhaltet die Errichtung des HHT-Prototyps, der bei termingerechter Abwicklung des gesamten HHT-Projektes 1983 in Betrieb gehen könnte. Besondere Bedeutung kommt innerhalb des HHT-Projektes dem Bau und Betrieb des Heliumturbinenkraftwerkes in Oberhausen (elektrische Leistung 50 MW, Erhitzertemperatur 753° C, oberer Systemdruck 28,6 at $\triangleq$ 28 bar, Massenstrom 83 kg/s) sowie der HHV zu. Während das Kraftwerk Oberhausen vornehmlich Aussagen zum Langzeitverhalten von Komponenten sowie zur Regeldynamik liefern soll, ist es Aufgabe der HHV, vor allem Kenntnisse in bezug auf die Auslegung, den Bau und den Betrieb eines nuklearen Heliumturbinenkraftwerkes großer Leistung durch Komponentenversuche bei repräsentativen Betriebsbedingungen (850—1000° C, 52 at $\triangleq$ 51 bar, 199 kg/s) abzusichern und neuartige Komponenten bzw. Konstruktionen des Turbinenkreislaufes unter möglichst betriebsnahen Bedingungen zu erproben.

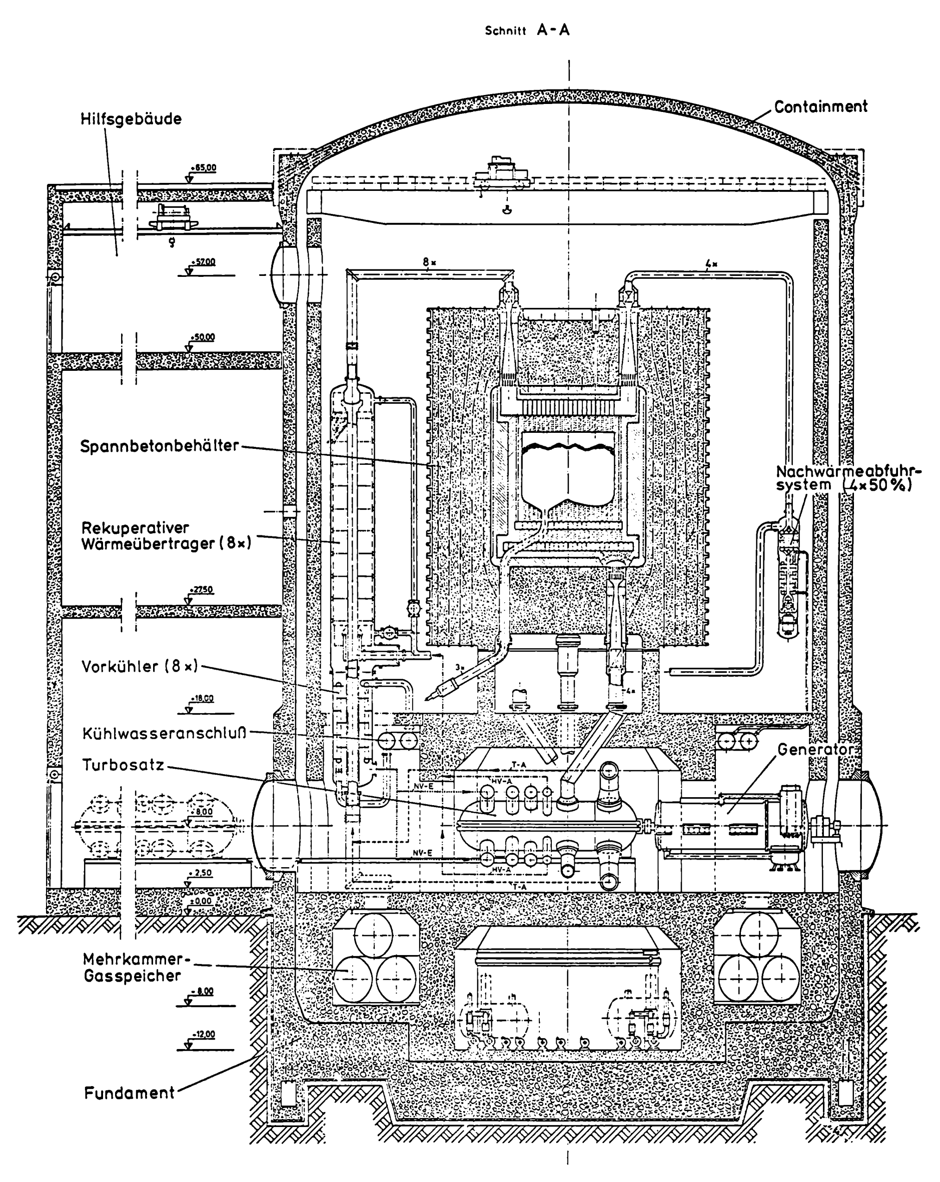


Abb. 43: Nichtintegriertes Anlagenkonzept für ein Kernkraftwerk mit Hochtemperaturreaktor und Heliumturbinenkreislauf (elektrische Leistung 1000 MW)

5. Schnelle Brutreaktoren

Wirtschaftlichkeit, Versorgungssicherheit

Die Arbeiten am „Projekt Schneller Brüter“ nehmen einen großen Teil der Karlsruher Vorhaben ein. Auf S. 17 wurde auseinandergesetzt, wie es durch den sogenannten Brutprozeß möglich ist, auch die im U 238 vorhandene Kernenergie durch einen „Kunstgriff“ (Umwandlung in Plutonium) praktisch nutzbar zu machen und auf diese Weise die Rohstoffbasis der Kernenergie über das spaltbare U 235 hinaus ganz erheblich zu verbreitern. Ein weiterer wichtiger Vorteil besteht in der Möglichkeit, das in thermischen Kernreaktoren durch Konversion von U 238 entstehende Plutonium als Brennstoff in schnellen Reaktoren zu nutzen. Das in thermischen Reaktoren erzeugte Plutonium-Gemisch aus Pu 239, Pu 240, Pu 241 und Pu 242, das in thermischen Reaktoren nicht so gut wie reines Pu 239 oder U 235 verwendbar ist, hat bei Bestrahlung mit schnellen Neutronen eine ähnliche Qualität wie Pu 239. Das Projekt „Schneller Brüter“ soll diese günstigen Eigenschaften technisch und wirtschaftlich nutzbar machen. Brutreaktoren, die keinen einzelnen neuen Reaktortyp darstellen, sondern eine neue „Reaktorgeneration“, werden wirtschaftlich interessant für große elektrische Leistungen von 1000 MW und mehr.

Internationale Beteiligung, „Debenelux“

In Karlsruhe wird seit April 1960 an dieser Entwicklung gearbeitet; die dafür notwendigen experimentellen und technischen Voraussetzungen werden zielbewußt geschaffen bzw. geplant. Physikalische, technische, chemische und metallurgische Arbeiten der einzelnen Institute und Abteilungen werden aufeinander abgestimmt. Von 1963 bis 1967 war auch EURATOM an dem Projekt beteiligt. Seit 1966 besteht eine fruchtbare Zusammenarbeit mit niederländischen und belgischen Gruppen auf dem Gebiet schneller Reaktoren. Enge Kontakte haben sich durch Forschungsaufträge und Erstellung von Versuchsständen auch mit der deutschen Kernindustrie im Zusammenhang mit der Erstellung eines Prototyp-Schnellbrüter-Kernkraftwerkes ergeben.

Natriumgekühlter Schnellbrüter-Prototyp

Es wurden zunächst zwei „Prototyp“-Projekte mit elektrischen Leistungen von je 300 MW verfolgt, und zwar sollte die eine Anlage mit Natrium gekühlt werden, die andere mit Wasserdampf. Natriumgekühlte schnelle Brutreaktoren haben eine höhere Brutrate (1,2 bis 1,5) und sind für sehr große Einheiten voraussichtlich im Grundlastbetrieb wirtschaftlicher als alle anderen Energiequellen; dampfgekühlte Anlagen haben zwar eine geringere Brutrate (1,1 bis 1,2), aber bei mittleren Leistungen niedrigere Kapitalkosten. Anfang 1969 wurde jedoch nach eingehenden technischen Überlegungen der Entschluß gefaßt, in der Bundesrepublik die Entwicklung des dampfgekühlten schnellen Brüters als selbständiges Teilprojekt im Rahmen des Gesamtprojektes schneller Brüter einzustellen. Da führende kerntechnische Länder, besonders die USA, die dampfgekühlte Linie nicht weiter verfolgen, hätte sie in der Bundesrepublik ohne eine mögliche Abstützung auf andere Ergeb-

nisse isoliert durchgeführt werden müssen. Mit dem Baubeginn des natriumgekühlten Prototyps durch die Industrie wird Anfang 1973 gerechnet.

Brennelement-Entwicklung

Die Grundlagen für dieses Projekt bilden die Bestimmung physikalischer Größen, wie z. B. die Messung von Wirkungsquerschnitten für schnelle Neutronen, integrale Experimente mit schnellen Neutronen sowie Untersuchungen, die sich u. a. mit Kühlmitteltechnologie und Sicherheitsfragen befassen. Außerordentlich wichtig ist die Brennelemententwicklung aus oxidischem Brennstoff von UO_2 und PuO_2 mit geeignetem Hüllmaterial und einem hohen Abbrand. Die theoretischen Arbeiten zur Brennelemententwicklung werden durch Großexperimente ergänzt, die im Karlsruher Reaktor FR2 und vor allem in ausländischen Reaktoren durchgeführt werden: Gemeinsam mit Belgien wird hierfür der Reaktor BR2 benutzt, und Bestrahlungsversuche im schnellen Neutronenfluß erfolgen hauptsächlich in Dounreay (Großbritannien).

Physikalische Großversuche

Für die Messung kritischer nuklearer Daten mit schnellen Neutronen wurde als größte Anlage in den Jahren 1964—1966 die „Schnelle-Null-Energie-Anordnung Karlsruhe“, SNEAK, errichtet, in der die Neutronenphysik großer schneller Plutoniumreaktoren geprüft wird, und zwar bei einer verschwindend kleinen Leistung. Solche „Nullenergiereaktoren“, auch „Kritische Anordnung“ genannt, haben eine Neutronenflußdichte von nur etwa 10^8 cm^{-2} s^{-1} und benötigen nur eine leichte Abschirmung; sie sind damit ein bequem zu handhabendes Forschungsinstrument der Reaktorphysiker. Durch den baukastenartigen Aufbau von SNEAK ist es möglich, schnelle Reaktoren verschiedener Größe, Form und Zusammensetzung aufzubauen und zu untersuchen.

Sicherheitsuntersuchungen

Wertvolle Beiträge lieferte auch das deutsch-amerikanische Gemeinschaftsprojekt SEFOR (Southwest Experimental Fast Oxide Reactor), das von der amerikanischen General Electric in der Nähe von Fayetteville (Arkansas, USA) unter erheblicher finanzieller Beteiligung der Gesellschaft für Kernforschung (GfK) Karlsruhe und Euratom sowie einer Gruppe von 17 amerikanischen Elektrizitätsgesellschaften und der amerikanischen Atomenergie-Kommission (USAEC) seit 1965 gebaut und im Mai 1969 in Betrieb genommen wurde. In dem 20 MW-SEFOR-Reaktor mit oxidischen Brennstoffelementen wurden Messungen unter echten Betriebsbedingungen und vor allem unter Störfallbedingungen bei hohen Temperaturen durchgeführt. Die SEFOR-Versuche haben die inhärente Stabilität natriumgekühlter Schnellbrüter demonstriert. Weitere Sicherheitsversuche, die sich u. a. mit Fragen einer lokalen Kühlkanalverstopfung, Leistungstransienten und Niederschmelzen von Brennstoff befassen, sollen in geeigneten Versuchsanlagen, u. a. auch in Belgien und Holland, folgen. — Sicherheitsuntersuchungen werden auch im Hinblick auf helium- und dampfgekühlte Schnellbrüter durchgeführt.

Erstes deutsches Kernkraftwerk mit Schnellem Natriumgekühlten Brutreaktor (SNR-300)

Der Standort des Kernkraftwerkes Kalkar liegt in der Gemarkung der Stadt Kalkar am Niederrhein, Landkreis Kleve, nördlich des Ortsteiles Hönnepel. Betreiber ist die Schnell-Brüter-Kernkraftwerksgesellschaft mbH (SBK) mit den Gesellschaftern Rheinisch-Westfälisches Elektrizitätswerk AG (RWE), Essen, N. V. Samenwerkende Electriciteits-Produktiebedrijven (SEP), Arnheim und SYNATOM S. A., Brüssel.

Die Errichtung des Kraftwerkes wird schlüsselfertig in Auftrag gegeben an die Internationale Natrium-Brutreaktor-Baugesellschaft mbH (INB), eine Gründung der Firmen INTERATOM GMBH, Bensberg, BELGONUCLEAIRE S. A., Brüssel, und N. V. NERATOOM, Den Haag. Der Bauteil wird von einer Firmenarbeitsgemeinschaft aus den beteiligten Ländern unter Führung der HOCHTIEF AG. ausgeführt werden.

Bei diesem Kernkraftwerk wird erstmals in der Bundesrepublik ein schneller Brutreaktor eingesetzt werden, in dem durch den Brutprozeß das in thermischen Reaktoren nicht verwendbare Uranisotop U 238 in den Kernbrennstoff Plutonium Pu 239 umgewandelt wird, und zwar im Überschuß gegenüber der für die Leistungserzeugung erforderlichen Menge. Dadurch ist es möglich, sowohl das in den Leichtwasserreaktoren nicht ausnutzbare Abfalluran einzusetzen als auch arme Uranerze wirtschaftlich zu nutzen. Das Kernkraftwerk Kalkar hat als Prototyp dieser Baulinie nicht die Aufgabe wirtschaftlicher Stromerzeugung, sondern dient dazu, alle für den Bau und den wirtschaftlichen Betrieb dieses Kernkraftwerktyps notwendigen Erkenntnisse zu gewinnen. Dementsprechend wird zur Verwirklichung des Projektes ein wesentlicher finanzieller Beitrag durch die beteiligten Regierungen der Bundesrepublik, Belgiens und der Niederlande geleistet. Die grundlegenden Erkenntnisse der Schnellbrütertechnik und der Natriumtechnologie wurden in einem umfangreichen, von den genannten Staaten finanzierten Forschungsprogramm erarbeitet, das gemeinsam von den beteiligten Industriefirmen und den Kernforschungszentren in Karlsruhe, Mol und Petten auch während der Bauzeit weitergeführt wird.

Gegenüber der bei Kernkraftwerken bisher üblichen Technik weist diese Anlage einige Besonderheiten auf, die nachfolgend kurz dargestellt werden.

Reaktorgebäude

Das in Abb. 44 gezeigte, in Rechteckform ausgeführte Reaktorgebäude hat eine Grundfläche von etwa 92 x 56 m und eine maximale Höhe von etwa 54 m. Es umschließt das durch dicke Betonwände begrenzte innere Containment und das dieses umgebende äußere Containment. Das innere Containment enthält in mehreren Kammern den Reaktor und die Komponenten des Primärsystems. Die Räume sind mit Stickstoff inertisiert, um bei kleinen Natrium-

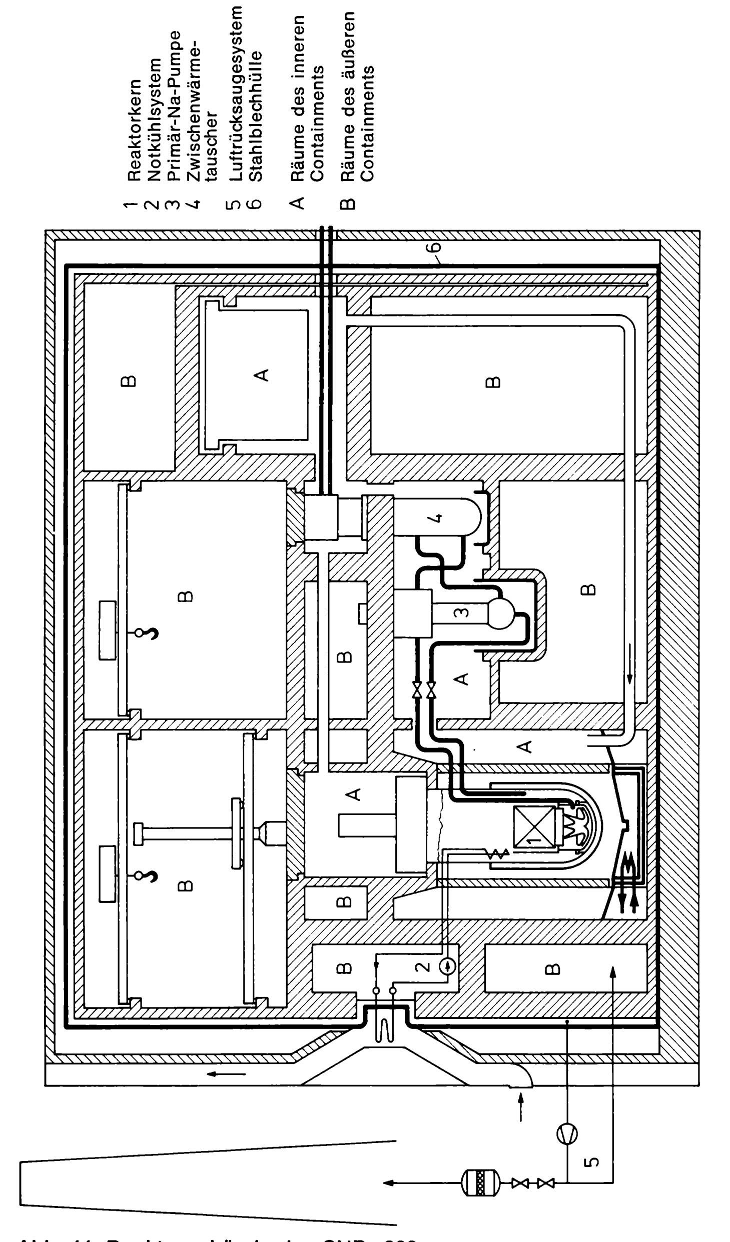


Abb. 44: Reaktorgebäude des SNR–300

leckagen aus dem Primärsystem Brände zu verhindern. Das äußere Containment ist allseitig durch eine gasdichte Stahlblechhaut umschlossen, wobei zwischen dieser und dem Betonkörper ein Ringspalt gebildet wird. Bei Freisetzen von Aktivität in das äußere Containment wird durch eine Rücksaugung der Ringspalt auf Unterdruck gehalten; dadurch kann zeitweise die Aktivitätsabgabe aus dem Kernkraftwerk vollkommen unterbunden werden.

Durch die gezeigte Bauweise wird eine Trennung der Auslegungsaufgaben erreicht, indem das innere Containment die Druck- und Temperaturbelastungen infolge eines Störfalles aufnimmt, das äußere Containment hingegen den Einschluß von radioaktiven Stoffen gegenüber der Umgebung übernimmt.

Primär- und Sekundärsystem

In Abb. 45 ist das Schaltschema des Kernkraftwerkes gezeigt. Der Reaktorkern besteht aus einer inneren Spaltzone mit 151 Brennelementen und einer äußeren ringförmigen Brutzone aus 144 Brutelementen, die ihrerseits von 186 Reflektorelementen aus Stahl umgeben sind. Ein Brennelement ist aus einem sechseckförmigen Kasten aus rostfreiem Stahl mit der Schlüsselweite von 110 mm aufgebaut, in den 169 Brennstäbe von 6 mm Durchmesser eingesetzt sind. Die Brennstäbe enthalten in der 950 mm langen Spaltzone Pellets aus Uran-Plutonium-Mischoxid mit einer Anreicherung von rund 20 % Plutonium. Oberhalb und unterhalb dieser Brennstoffzone ist eine jeweils 400 mm hohe axiale Brutzone aus Pellets mit abgereichertem Urandioxid angeordnet. Die Gesamtlänge eines Brennelements beträgt etwa 3,50 m.

Als Kühlmittel wird Natrium verwendet, das im Reaktor eine Aufwärmung von 377 auf 546° C erfährt. Der maximale Druck im Reaktor liegt bei 9,2 at (9 bar).

Das Primärsystem besteht aus drei parallelen Kreisläufen mit je einem Zwischenwärmetauscher und einer Natriumumwälzpumpe. Das bei höherem Druck ebenfalls mit Natrium arbeitende dreisträngige Sekundärsystem gibt die in den Zwischenwärmetauschern aufgenommene Wärme an das Dampferzeugersystem ab, das in jedem Kreis aus je drei Verdampfer- und Überhitzereinheiten besteht. In zwei Kreisläufen werden senkrecht stehende Geradrohr-Wärmetauscher eingesetzt, im dritten Kreislauf wird eine Wendelrohr-Variante vorgesehen. Es wird überhitzter Dampf mit einem Druck von 173 at (170 bar) und einer Temperatur von 500° C erzeugt. Die Verdampfung bzw. Überhitzung geschieht in den Rohren der Wärmetauscher, das Wärme abgebende Natrium wird im Mantelraum dieser Apparate im Gegenstrom geführt. Bei Leckagen im Dampferzeuger wird durch das übertretende Wasser eine Natrium-Wasser-Reaktion mit starker Wärme- und Wasserstoffentwicklung verursacht. Um die Apparate hierbei vor Beschädigungen zu schützen, ist ein schnellwirkendes Druckentlastungssystem vorgesehen, das die entstehenden Reaktionsprodukte durch ein mit Berstscheiben verschlossenes Leitungssystem aus dem defekten

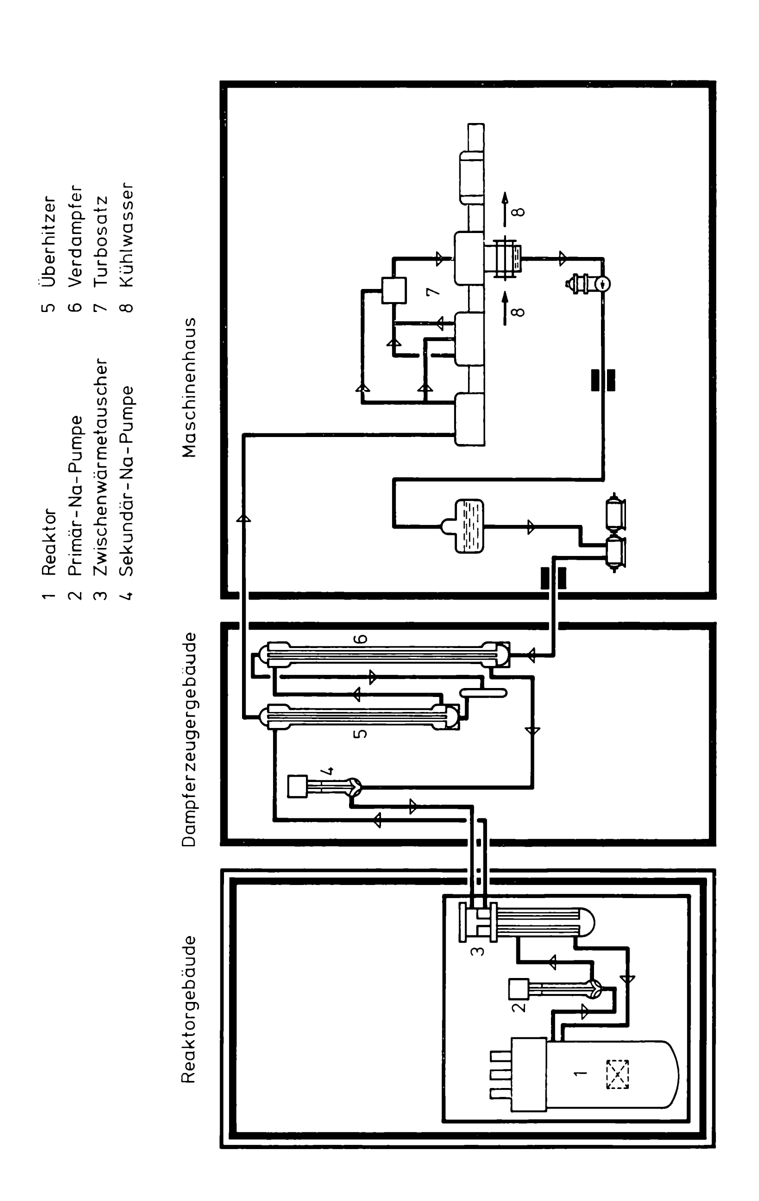


Abb. 45: Fließschema des SNR–300

Wärmetauscher abführt. Zusätzlich wird eine Schnellabsperrung und -entleerung des betroffenen Apparates ausgelöst.

Konventioneller Anlagenteil

Das Tertiärsystem ist mit einem 300 MW-Turbosatz konventioneller Bauart ausgerüstet mit der Abweichung, daß zwischen dem Hochdruck- und dem Mitteldruckteil der Turbine eine Anhebung der Dampftemperatur durch Einspeisung eines Frischdampfteilstromes erfolgt.
Um die Wärmebelastung des Rheins möglichst gering zu halten, wird für die Kondensatorkühlung ein Kühlturmbetrieb vorgesehen.

C. Uranversorgung, Brennstoffzyklus

Mit Kernenergie bereitzustellende elektrische Leistung

Nachdem der Durchbruch der Kernenergie zur Wirtschaftlichkeit gelungen ist, wird auch in der Bundesrepublik die Kernenergie einen raschen Aufschwung nehmen. Tab. 15 gibt den voraussichtlichen Einsatz der Kernenergie in der Bundesrepublik bis zum Jahr 2000 an:

Tabelle 15: Voraussichtlicher Einsatz der Kernenergie in der BRD

Jahr	elektrische Leistung in MW
1970	900
1980	22 000
1990	60 000 — 90 000
2000	100 000 — 140 000

Für das Jahr 1980 wird für die USA vergleichsweise bereits eine Kernkraftwerksleistung von 150 000 MW, für die westliche Welt eine Leistung von 270 000 MW geschätzt. Diese Entwicklung ist nur realisierbar, wenn die Versorgung mit dem notwendigen Kernbrennstoff gesichert ist. Bei Leichtwasserreaktoren benötigt man für eine elektrische Leistung von 1000 MW als Erstausstattung ungefähr 105 t und für die Nachladungen jährlich 30 t angereichertes Uran. Die Weltvorräte an Uran in Form von U_3O_8 belaufen sich nach augenblicklichen Schätzungen auf etwa 2,5 Mio. t, die zu einem Preis bis zu 15 $ je lb (1 lb = 453,59 g) gewonnen werden können. Zu höheren Preisen kann auf weitere erhebliche Mengen Uran zurückgegriffen werden. Für die nächsten Jahrzehnte besteht kein Anlaß, an der ausreichenden Versorgung der Kernreaktoren mit Uran zu zweifeln.

Versorgung mit Uran

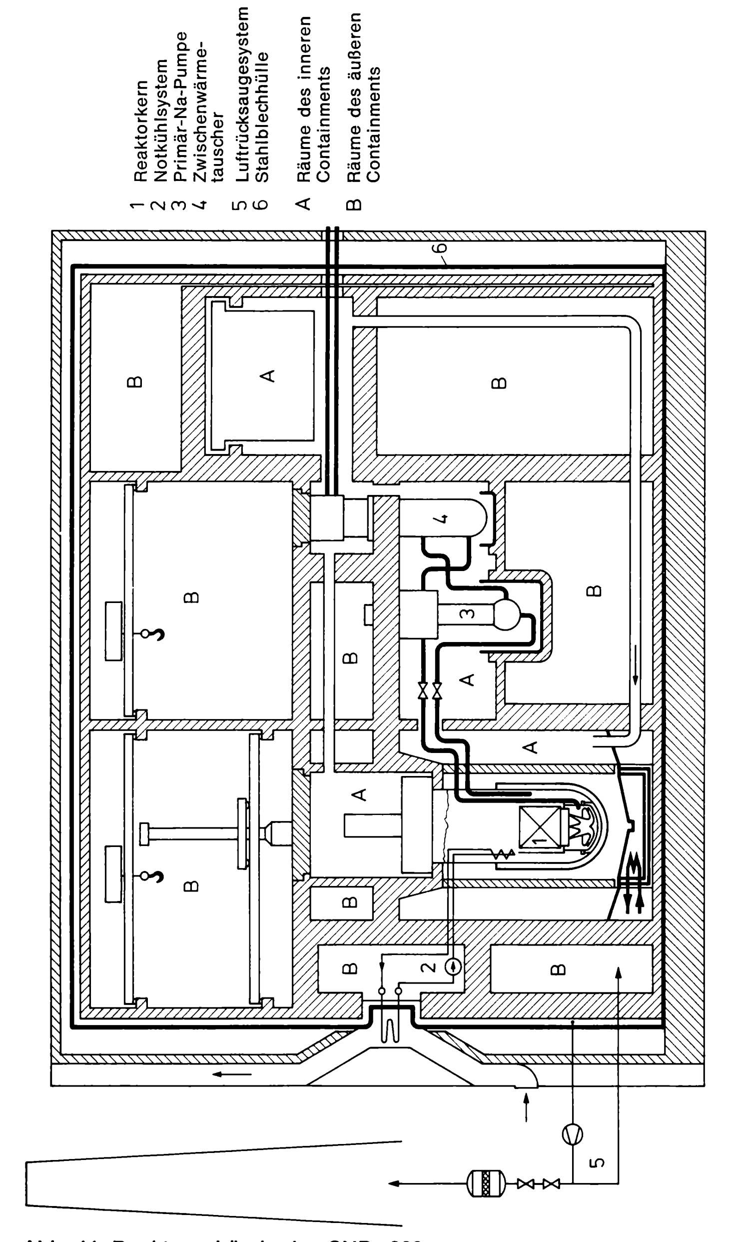


Abb. 44: Reaktorgebäude des SNR–300

leckagen aus dem Primärsystem Brände zu verhindern. Das äußere Containment ist allseitig durch eine gasdichte Stahlblechhaut umschlossen, wobei zwischen dieser und dem Betonkörper ein Ringspalt gebildet wird. Bei Freisetzen von Aktivität in das äußere Containment wird durch eine Rücksaugung der Ringspalt auf Unterdruck gehalten; dadurch kann zeitweise die Aktivitätsabgabe aus dem Kernkraftwerk vollkommen unterbunden werden.

Durch die gezeigte Bauweise wird eine Trennung der Auslegungsaufgaben erreicht, indem das innere Containment die Druck- und Temperaturbelastungen infolge eines Störfalles aufnimmt, das äußere Containment hingegen den Einschluß von radioaktiven Stoffen gegenüber der Umgebung übernimmt.

Primär- und Sekundärsystem

In Abb. 45 ist das Schaltschema des Kernkraftwerkes gezeigt. Der Reaktorkern besteht aus einer inneren Spaltzone mit 151 Brennelementen und einer äußeren ringförmigen Brutzone aus 144 Brutelementen, die ihrerseits von 186 Reflektorelementen aus Stahl umgeben sind. Ein Brennelement ist aus einem sechseckförmigen Kasten aus rostfreiem Stahl mit der Schlüsselweite von 110 mm aufgebaut, in den 169 Brennstäbe von 6 mm Durchmesser eingesetzt sind. Die Brennstäbe enthalten in der 950 mm langen Spaltzone Pellets aus Uran-Plutonium-Mischoxid mit einer Anreicherung von rund 20 % Plutonium. Oberhalb und unterhalb dieser Brennstoffzone ist eine jeweils 400 mm hohe axiale Brutzone aus Pellets mit abgereichertem Urandioxid angeordnet. Die Gesamtlänge eines Brennelements beträgt etwa 3,50 m.

Als Kühlmittel wird Natrium verwendet, das im Reaktor eine Aufwärmung von 377 auf 546° C erfährt. Der maximale Druck im Reaktor liegt bei 9,2 at (9 bar).

Das Primärsystem besteht aus drei parallelen Kreisläufen mit je einem Zwischenwärmetauscher und einer Natriumumwälzpumpe. Das bei höherem Druck ebenfalls mit Natrium arbeitende dreisträngige Sekundärsystem gibt die in den Zwischenwärmetauschern aufgenommene Wärme an das Dampferzeugersystem ab, das in jedem Kreis aus je drei Verdampfer- und Überhitzereinheiten besteht. In zwei Kreisläufen werden senkrecht stehende Geradrohr-Wärmetauscher eingesetzt, im dritten Kreislauf wird eine Wendelrohr-Variante vorgesehen. Es wird überhitzter Dampf mit einem Druck von 173 at (170 bar) und einer Temperatur von 500° C erzeugt. Die Verdampfung bzw. Überhitzung geschieht in den Rohren der Wärmetauscher, das Wärme abgebende Natrium wird im Mantelraum dieser Apparate im Gegenstrom geführt. Bei Leckagen im Dampferzeuger wird durch das übertretende Wasser eine Natrium-Wasser-Reaktion mit starker Wärme- und Wasserstoffentwicklung verursacht. Um die Apparate hierbei vor Beschädigungen zu schützen, ist ein schnellwirkendes Druckentlastungssystem vorgesehen, das die entstehenden Reaktionsprodukte durch ein mit Berstscheiben verschlossenes Leitungssystem aus dem defekten

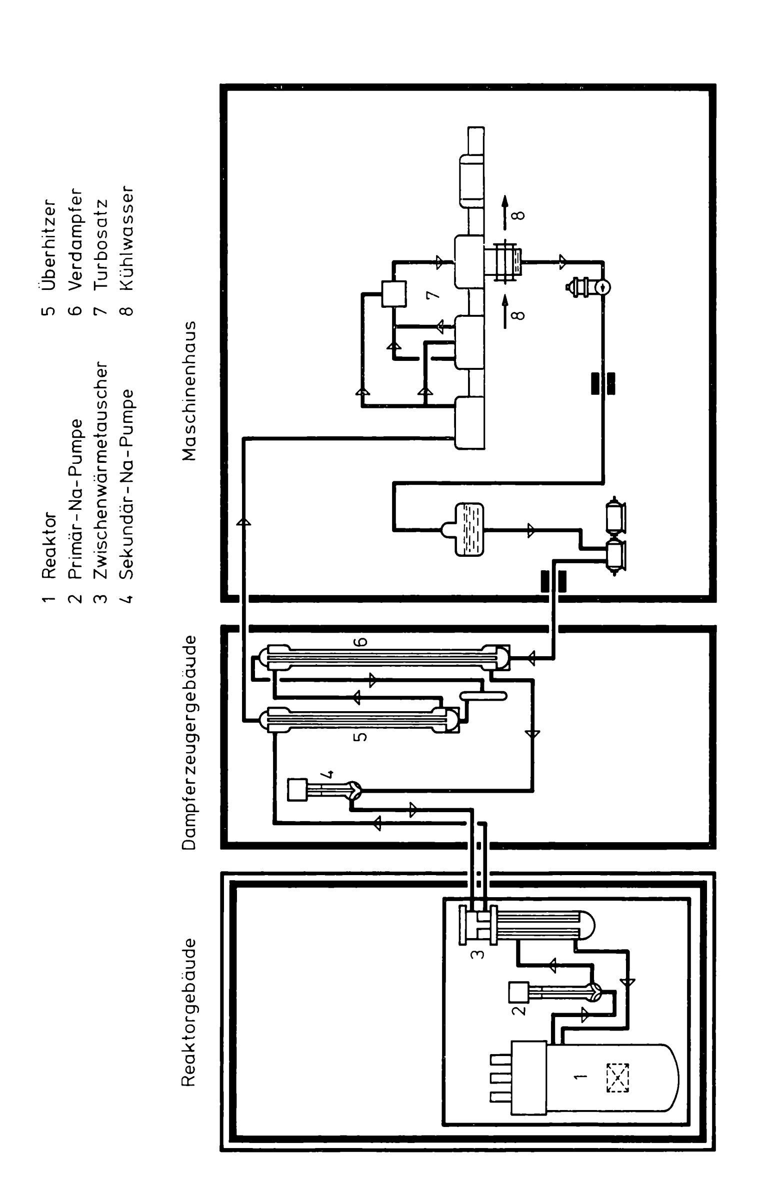


Abb. 45: Fließschema des SNR–300

Wärmetauscher abführt. Zusätzlich wird eine Schnellabsperrung und -entleerung des betroffenen Apparates ausgelöst.

Konventioneller Anlagenteil

Das Tertiärsystem ist mit einem 300 MW-Turbosatz konventioneller Bauart ausgerüstet mit der Abweichung, daß zwischen dem Hochdruck- und dem Mitteldruckteil der Turbine eine Anhebung der Dampftemperatur durch Einspeisung eines Frischdampfteilstromes erfolgt.

Um die Wärmebelastung des Rheins möglichst gering zu halten, wird für die Kondensatorkühlung ein Kühlturmbetrieb vorgesehen.

C. Uranversorgung, Brennstoffzyklus

Mit Kernenergie bereitzustellende elektrische Leistung

Nachdem der Durchbruch der Kernenergie zur Wirtschaftlichkeit gelungen ist, wird auch in der Bundesrepublik die Kernenergie einen raschen Aufschwung nehmen. Tab. 15 gibt den voraussichtlichen Einsatz der Kernenergie in der Bundesrepublik bis zum Jahr 2000 an:

Tabelle 15: Voraussichtlicher Einsatz der Kernenergie in der BRD

Jahr	elektrische Leistung in MW
1970	900
1980	22 000
1990	60 000 — 90 000
2000	100 000 — 140 000

Für das Jahr 1980 wird für die USA vergleichsweise bereits eine Kernkraftwerksleistung von 150 000 MW, für die westliche Welt eine Leistung von 270 000 MW geschätzt. Diese Entwicklung ist nur realisierbar, wenn die Versorgung mit dem notwendigen Kernbrennstoff gesichert ist. Bei Leichtwasserreaktoren benötigt man für eine elektrische Leistung von 1000 MW als Erstausstattung ungefähr 105 t und für die Nachladungen jährlich 30 t angereichertes Uran. Die Weltvorräte an Uran in Form von U_3O_8 belaufen sich nach augenblicklichen Schätzungen auf etwa 2,5 Mio. t, die zu einem Preis bis zu 15 $ je lb (1 lb = 453,59 g) gewonnen werden können. Zu höheren Preisen kann auf weitere erhebliche Mengen Uran zurückgegriffen werden. Für die nächsten Jahrzehnte besteht kein Anlaß, an der ausreichenden Versorgung der Kernreaktoren mit Uran zu zweifeln.

Versorgung mit Uran

Bei Leichtwasserreaktoren ist die Brennstoffausnutzung verhältnismäßig gering. Es werden Abbrände von etwa 30 000 MWd/t Uran angestrebt, dies entspricht einem fima (fission per initial metal atom)-wert von 3 %. Diese Situation wird anders, wenn die in der Entwicklung befindlichen schnellen Brutreaktoren mit Natriumkühlung in kommerziellem Maßstab etwa ab 1985 bis 1990 in Betrieb gehen; in ihnen wird eine weitgehende Verwertung des Urans bei Abbränden von 80 000 bis 100 000 MWd/t (entsprechend einem fima-Wert von 8—10 %) erzielt. Hinzu kommt, daß in den thermischen Reaktoren durch Konversion von Uran 238 Plutonium entsteht, das ebenfalls in den Leichtwasserreaktoren für weitere Spaltungen eingesetzt, besonders vorteilhaft aber im schnellen Brutreaktor verbraucht werden kann. In den Leichtwasserreaktoren werden durch Konversion je 1000 MW elektrische Leistung je Jahr rund 200 bis 220 kg spaltbares Plutonium erzeugt, das bei der Wiederaufarbeitung der abgebrannten Brennelemente gewonnen wird. Das würde in der Bundesrepublik bis 1980 kumuliert 6 bis 8 t und bis 1990 70 bis 80 t spaltbares Plutonium bedeuten, das sowohl in den schnellen Brütern als auch in den Leichtwasserreaktoren verwendet werden kann. Zur Zeit werden überwiegend Leichtwasserreaktoren eingesetzt. Diese werden möglicherweise in naher Zukunft durch Hochtemperatur-Reaktoren ergänzt und in fernerer Zukunft durch schnelle Brüter ersetzt, wobei sich der Zubau an Leichtwasserreaktoren etwa ab 1990 verlangsamen dürfte.

Kernbrennstoffausnutzung

Um zu einer optimalen Ausnutzung des Kernbrennstoffs im Reaktor zu gelangen, ist es notwendig, aus den abgebrannten Brennelementen durch Wiederaufarbeitung alles verwertbare Material auf chemischem Wege abzutrennen. Von der systematischen Ausschöpfung der Reserven an Natururan (Prospektion) bis zur Wiederaufarbeitung des noch verwendbaren Kernbrennstoffs in den abgebrannten Brennelementen, sowie der Lagerung und Beseitigung der radioaktiven Abfälle besteht ein Zyklus („Brennstoffzyklus").

Brennstoffzyklus

In Abb. 46 ist der Brennstoffzyklus für einen Reaktor mit leicht angereichertem Uran schematisch dargestellt. Die Anreicherung des Natururans von 0,71 auf 2 bis 3 % Uran 235, wie es in den Leichtwasserreaktoren gebraucht wird, geschieht in Isotopentrennanlagen, nachdem aus den uranhaltigen Erzen ein Urankonzentrat (U_3O_8), auch „Yellow cake" genannt, gewonnen und dieses zu Uranhexafluorid (UF_6) umgewandelt wurde. Das angereicherte UF_6 wird chemisch in Urandioxid (UO_2) umgewandelt und alsdann in Form von Brennstofftabletten (pellets) gepreßt, in Brennstoffstäbe eingefüllt und diese schließlich zu Brennelementen zusammengesetzt. Die Brennelemente kommen im Reaktor zum Einsatz. Nach dem Abbrand werden die bestrahlten Brennelemente zunächst etwa 150 Tage in einem, bei jeder Reaktoranlage befindlichen sogenannten Abklingbecken unter Wasser gelagert, bis die kurzlebige Aktivität abgeklungen ist. Alsdann folgt die Wiederauf-

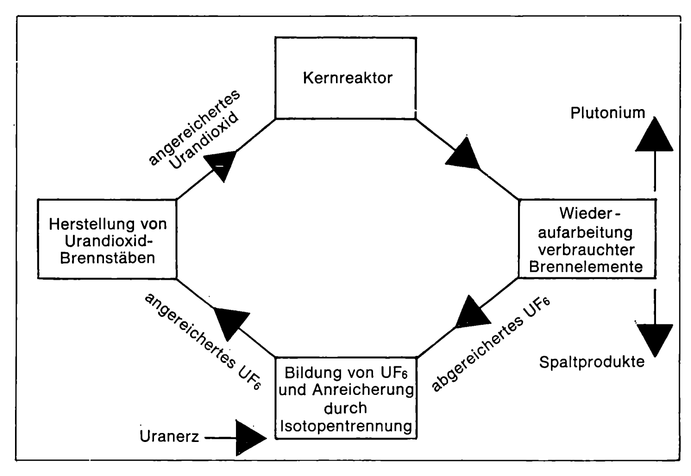


Abb. 46: Brennstoffkreislauf

arbeitung der bestrahlten Brennelemente, wobei das Plutonium von dem durch die Kernspaltung an Uran 235 abgereicherten Uran und den entstandenen Spaltprodukten abgetrennt wird. Das abgereicherte Uranhexafluorid kann jetzt erneut wieder angereichert und weiterverarbeitet werden. Außerdem wird das abgetrennte Plutonium in Plutoniumoxid umgewandelt und in Leichtwasserreaktoren oder schnellen Brütern eingesetzt. Die radioaktiven Abfälle werden sicher gelagert, z. B. in einem Salzbergwerk.

Das angereicherte Uran für die Leichtwasserreaktoren bezieht die Bundesrepublik aus den USA. Dort gibt es drei Isotopentrennanlagen, die bisher weitgehend die Versorgung der westlichen Welt mit angereichertem Uran sicherstellen. Außerdem sind Isotopentrennanlagen in Frankreich und England, in der Sowjetunion und der Volksrepublik China in Betrieb. Die derzeitige Kapazität amerikanischer Anreicherungsanlagen wird auf einen Durchsatz von 35 000 t Natururan je Jahr geschätzt. Das daraus angereicherte Uran würde ausreichen für die Erstausstattung von etwa 50 Kernreaktoren mit einer elektrischen Leistung von je 1000 MW oder für die jährliche Nachladung der Leichtwasserreaktoren mit einer elektrischen Leistung von etwa 180 000 MW.

Anreicherungsanlagen

Die nominelle Anreicherungsleistung von 17 000 t TAE/a[14] in USA benötigt eine elektrische Leistung von 6000 MW. Die Anlagen

[14] Tonnen Trennarbeitseinheiten (t TAE) „stellen ein Maß für den zur Erzeugung von angereichertem Uran zu leistenden Aufwand dar, und zwar unabhängig vom jeweiligen gewünschten Anreicherungsgrad".

waren 1972 nur zu etwa 50 % ausgelastet. Es ist geplant, diese Anlagen von Jahr zu Jahr stärker auszunutzen und ihre Kapazität durch zwei Verbesserungsprogramme, das sogenannte „Cascade Improvement Program (CIP)" ab 1976 und das „Cascade Uprating Program (CUP)" ab 1979 auf eine Gesamtkapazität von etwa 28 000 t TAE/a zu erhöhen.
Der Bedarf der Kernkraftwerke der westlichen Welt kann in diesem Jahrzehnt durch die bestehenden Anreicherungsanlagen gedeckt werden. Von 1981/82 ab müßten jedoch neue Anreicherungskapazitäten in Betrieb gehen, um den in den 80er Jahren rapide steigenden Bedarf zu befriedigen.
Auch in Europa muß aus Gründen der Versorgungssicherheit und der großen technischen und wirtschaftlichen Bedeutung die Schaffung eigener Anreicherungskapazitäten geplant werden. Entsprechende Studien wurden z. B. von EURATOM (Europäische Atomgemeinschaft) angestellt. In der Bundesrepublik wurde von einer Firmengruppe, die sowohl beim Zentrifugen- als auch beim Trenndüsenverfahren engagiert ist, eine Studiengesellschaft gegründet, die sich zunächst an einer Projektgesellschaft zum Studium des französischen Gasdiffusionsverfahrens beteiligt und anschließend die verschiedenen Anreicherungsverfahren wirtschaftlich vergleichen soll.
In Frankreich befindet sich eine Anlage nach dem französischen Gasdiffusionsverfahren mit einer Kapazität von 9000 t TAE/a unter Beteiligung von acht europäischen Ländern im Stadium der Vorplanung.
Das Trenndüsenverfahren, auch Becker-Verfahren genannt, wird gemeinsam von der Gesellschaft für Kernforschung in Karlsruhe und einem deutschen Industrieunternehmen entwickelt. Eine Demonstrationsanlage mit einer Leistung von etwa 600 t TAE/a befindet sich im Planungsstadium.
Die Bundesrepublik, Großbritannien und die Niederlande arbeiten im Rahmen eines trilateralen Vertrages zusammen an der Entwicklung der Uranisotopentrennung mittels Gasultrazentrifugen. Versuchsanlagen stehen kurz vor der Inbetriebnahme. Es ist vorgesehen, ab 1973 mit dem Bau großer Anlagen zu beginnen, und zwar 1973 zunächst mit einer Anlage von 300 t TAE/a.

Kapazität der Brennelementherstellung und der Wiederaufarbeitung

Ein weiteres wichtiges Glied im Brennstoffzyklus bildet die Fabrikation der Brennelemente, die sowohl den fortlaufenden Bedarf schon vorhandener Reaktoren als auch den Bedarf für den Erstkern der neuerbauten Anlagen decken muß. Parallel dazu wird ständig Brennstoff aus den Wiederaufarbeitungsanlagen in den Zyklus wieder eingeführt. An installierter Brennelementfabrikationsleistung sind z. Z. in der Bundesrepublik etwa 560 t/Jahr vorhanden. Sie wird bis 1980 auf 900 t/Jahr und 1985 auf etwa 1500 t/Jahr ansteigen. Die Kapazität für die Wiederaufarbeitung beträgt z. Z. 40 t/Jahr. Für 1982 ist die Inbetriebnahme einer Wiederaufarbeitungsanlage von 1500 t/Jahr vorgesehen.

Diese Zahlen, die naturgemäß nur auf Schätzungen beruhen, zeigen die Größenordnung der auf uns zukommenden Probleme, die aber rechtzeitig für eine gesunde und wirtschaftliche Entwicklung der Kernenergie in der Bundesrepublik bewältigt werden müssen.

D. Brennelement-Herstellung[15]

Die in einem Reaktor befindliche Kernbrennstoffmenge verringert sich beim Betrieb und muß deshalb in bestimmten Zeitabständen ersetzt werden. Man ordnet daher den Kernbrennstoff in auswechselbaren Einheiten, den „Brennelementen", an. Je nach der Art des verwendeten Brennstoffs (Uranmetall bzw. -legierungen, Uranoxid, coated particles usw.), den physikalischen Gegebenheiten und den konstruktiven Erfordernissen haben die Brennelemente ein vielfältiges Aussehen (Stäbe, Stabbündel, Plattenbündel, hexagonale Blöcke, Kugeln usw.). Der heute am meisten verwendete Typ sind Stabbündel mit Uranoxid für die wichtigsten Leistungsreaktoren (Stabdurchmesser 10–12 mm, Länge 1–5 m) bzw. Plattenbündel mit einer Uranlegierung als Brennstoff für Forschungsreaktoren (Plattendicke 1–2 mm, Länge 0,6–1 m).
Wichtig, weil in großem Maßstab hergestellt, sind auch die Brennelemente der englischen und französischen gasgekühlten graphitmoderierten Reaktoren vom Typ Calder Hall (Magnox Reaktor, benannt nach der für die Brennstabhüllen verwendeten Magnesium-Legierung). Sie enthalten Natururanmetallstangen als Brennstoff mit einem Durchmesser von etwa 25 mm und einer Länge, die zwischen etwa 30 cm und 1 m variieren kann.

Metallstangen für Magnox-Reaktoren

Für die Herstellung der Magnox-Elemente wird Uranerzkonzentrat in Salpetersäure aufgelöst, durch Extraktion mit Tributylphosphat gereinigt und die entstehende hochreine Uranylnitratlösung in mehreren Stufen zu Urantetrafluorid UF_4 umgewandelt.
Das grüne Urantetrafluorid wird mit Hilfe von Magnesiumspänen in geheizten Reaktionsgefäßen zum Uranmetall reduziert. Die Formgebung erfolgt durch Gießen. Die Rohstäbe werden auf Dimensionen bearbeitet (Länge bis zu 1 m, Durchmesser etwa 25 mm), einer Wärmebehandlung zur Kornverfeinerung unterzogen und schließlich in die Magnoxhüllen eingeschweißt.
Obwohl dieser Reaktortyp weder in England noch in Frankreich weiter verfolgt wird, übersteigt die Fertigung dieser Elemente z. Z. 2000 t/a. Allein in Springfields in England werden etwa 1500 t/a erzeugt.

Stabbündel-Brennelemente für Leistungsreaktoren

Besonders die Leichtwasserreaktoren, aber auch andere Typen mit oxidischem Brennstoff, verwenden Stabbündel mit schwach angereichertem Uranoxid. Während bei den kleineren Siedewasser-

[15] Vgl. Heft 19 der Schriftenreihe des Deutschen Atomforums: „Brennstoffkreislauf".

reaktoren in Kahl, Gundremmingen und Lingen 6 x 6 Stäbe das Bündel bilden, wurde bei den neueren, wie z. B. Würggasen, auf 7 x 7 Stäbe übergegangen. Druckwasserreaktoren besitzen normalerweise wesentlich mehr Stäbe im Bündel, z. B. 15 x 15 beim Reaktor Stade und 16 x 16 beim Reaktor Biblis. Die Länge dieser Stäbe variiert mit der Reaktorleistung. Sie beträgt im Kahler Reaktor (elektrische Leistung 15 MW) etwa 1,5 m, bei den leistungsstärkeren Reaktoren jedoch über 4 m. Abbildung 28 zeigt ein Brennelement eines Druckwasserreaktors.

Das in Form von Uranhexafluorid UF_6 angelieferte schwachangereicherte Uran wird durch Ausheizen aus dem Transportbehälter gasförmig ausgetrieben. Man läßt es in einer Wasservorlage mit NH_3 und CO_2 reagieren, wobei ein gelber Karbonatkomplex (Ammoniumuranylkarbonat = AUC) ausfällt. Der Niederschlag wird von der Mutterlauge befreit und in einem Wirbelbett unter Wasserstoff-Wasserdampfatmosphäre in sinterfähiges UO_2 umgewandelt. Dieses UO_2 wird auf automatisch arbeitenden Pressen zu zylinderförmigen „Grünlingen" mit einer Dichte von 5 bis 6 g/cm³ verpreßt, in Öfen unter Wasserstoffatmosphäre bei etwa 1700° C zu Dichten von etwa 9,8 bis 10,5 g/cm³ (je nach Spezifikation) gesintert und dann auf Toleranz — meist ± 0,01 mm — rundgeschliffen. Schließlich werden die Sinterkörper in einseitig verschlossene Hüllrohre unter Helium eingefüllt.

Hüllrohre für die Brennelemente

Als Hüllmaterial kommen vorwiegend korrosionsbeständige Zirkonlegierungen, Zircaloy-2 oder Zircaloy-4, in Frage. Die Wandstärke dieser Rohre beträgt etwa 0,7 mm.

Vor dem Einfüllen werden die Hüllrohre häufig außen oder außen und innen im Dampfautoklaven mit einer schützenden schwarzen Oxidhaut versehen und anschließend zu Bündeln vereinigt: „assembliert". Besondere Bedeutung kommt hierbei den Abstandshaltern zu, die die Aufgabe haben, die Stäbe über die ganze Länge des Bündels in gleichen Abständen zu halten. Diese Abstandshalter müssen so ausgeführt sein, daß unter den extremen Bedingungen des vom Kühlmittel durchflossenen Bündels während des 3—4jährigen Einsatzes keine Beschädigung der Stäbe durch Reibung zwischen Stab und Abstandshalter auftritt.

Brennelemente für Hochtemperaturreaktoren

Brennelemente für Hochtemperaturreaktoren größerer Leistung sind entweder kugelförmig wie bei den Reaktoren AVR in Jülich und THTR in Schmehausen, oder aber sie haben die Form eines hexagonalen Blockes, wie bei den amerikanischen Reaktoren der Gulf General Atomic. Wegen der hohen Temperaturen des zur Kühlung benutzten Heliumgases und der damit verbundenen hohen Oberflächentemperatur der Elemente können metallische Hülsen nicht mehr verwendet werden. Man benutzt Graphit, der in diesem Temperaturbereich einen Festigkeitsanstieg mit der Temperatur aufweist. Weil bei den herrschenden Temperaturen (Oberflächentemperatur der Elemente um etwa 1000° C) Graphit mit

CO_2 unter Bildung von CO reagiert, benutzt man bei Hochtemperaturreaktoren als Kühlmittel nicht mehr CO_2 wie bei den Magnox-Reaktoren, sondern Helium.

„coated particles"

Da Brennelementhülsen aus Graphit nicht gasdicht sind, wurde ein neuartiger Brennstofftyp entwickelt, die sog. „coated particles" (= beschichtete Partikeln). Dies sind kleine Körnchen, die aus Urandikarbid oder neuerdings aus UO_2 bestehen, mit einem Durchmesser von etwa 0,5 mm. Sie sind mit pyrolytisch abgeschiedenen Schichten aus Graphit umhüllt, der bei geeigneten Beschichtungsbedingungen gasdicht auf die Partikeln aufwächst. Die Partikeln werden entweder durch Agglomeration aus dem mit Binder versehenen Brennstoffpulver hergestellt oder aber durch Eintropfen der brennstoffhaltigen, mit organischen Zusätzen versehenen Lösung in einer Fällflüssigkeit, in der dann die Tröpfchen zu kleinen Partikeln erstarren, die getrocknet kalziniert und in UO_2 bzw. UC_2 umgewandelt werden.

Beschichtung

Die Beschichtung der Teilchen wird meist in einem Wirbelbett durchgeführt. Dem inerten Wirbelgas werden Kohlenwasserstoffe zugesetzt, durch deren Crackung an der Teilchenoberfläche sich die Schicht von pyrolytischem Graphit aufbaut. Durch Variation der Kohlenwasserstoffkonzentration und der Temperatur kann man verschiedene Strukturen der pyrolytischen Schicht erzeugen. Charakteristisch für die Umhüllung der coated particles ist besonders eine innenliegende weiche Schicht. Sie wird bei verhältnismäßig niedrigen Temperaturen aus dem reaktionsfreudigen Azethylen C_2H_2 abgeschieden. Diese Schicht gibt dem Druck der gasförmigen Spaltprodukte Raum, der sich während der Einsatzzeit der Elemente aufbaut, und wird bei eventuellem Schwellen des Kerns zusammengedrückt, ohne daß die weiter außenliegenden Schichten beschädigt werden. Diese äußeren Schichten sind meist hochdicht und aus Methan oder Propylen abgeschieden. Sie wirken nicht nur als Druckkessel für die Spaltprodukte, sondern auch als Diffusionsbarriere. Die Güte der coated particles, d. h. also die Eigenschaft der Umhüllung, Spaltprodukte zurückzuhalten, wird durch ihre relative Freisetzungsrate von Spaltprodukten gekennzeichnet. Als Maßzahl dient das Mengenverhältnis von freigesetzten Spaltprodukten zu den erzeugten, der sogenannte R/B-Wert (Release : Birth), der in der Größenordnung von 10^{-5}—10^{-6} liegen muß.

Kugelförmige Elemente

Die beschichteten Partikeln werden im Falle der kugelförmigen Elemente mit einem, aus mehreren Komponenten zusammengesetzten Graphitpreßpulver vermischt und zu Kugeln mit einem Durchmesser von etwa 50 mm verpreßt. Vor dem Pressen wird jede Partikel mit einem Überzug aus dem gleichen Preßpulver umhüllt (sog. overcoating), um eine Beschädigung beim Preßvorgang zu vermeiden. Auf diesen brennstoffhaltigen Kern wird eine brennstofffreie Zone von 5 mm Dicke aufgepreßt. Die Hülle ist somit

gewissermaßen dreiteilig, d. h. die Diffusionsbarriere für die Spaltprodukte besteht aus dem Pyrographit der coated particles, der Matrix und der partikelfreien Zone (Abb. 47).

Blockförmige Elemente

Hexagonale Blockelemente besitzen eine Höhe von etwa 1000 mm und eine Schlüsselweite von 400 bis 600 mm. Sie bestehen aus Elektrographit, in das größere Kanäle für den Brennstoff und kleinere für das Kühlmittel gebohrt sind. Der Brennstoff besteht ebenfalls aus beschichteten Partikeln, die mit Hilfe eines organischen

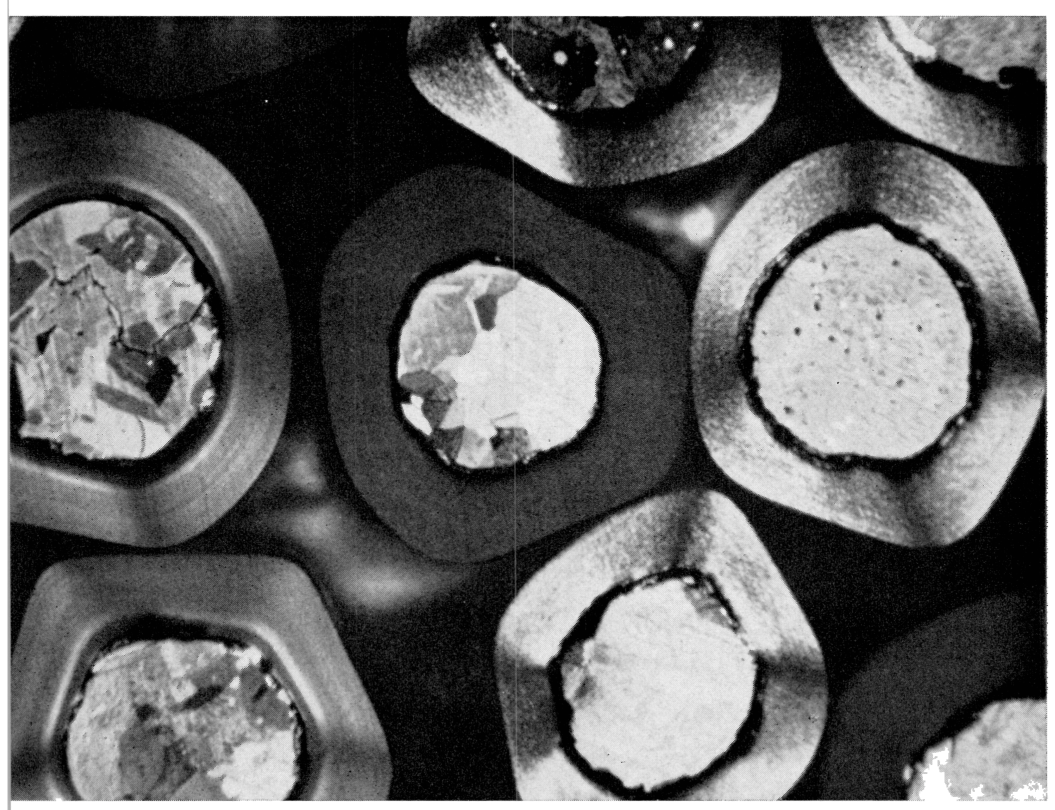


Abb. 47: Schliffbild von coated particles mit UC_2 als Kernbrennstoff und einer Monoschicht aus pyrolytischem Kohlenstoff. Die Partikel sind geschliffen und geätzt und unter polarisiertem Licht aufgenommen. Kerndurchmesser ungefähr 350 μm. Schichtdicke ungefähr 120 μm.

Bindemittels zu zylinderförmigen Brennstoffeinsätzen zusammengefügt sind, die einen Durchmesser von etwa 20 mm und eine Höhe von 50 bis 100 mm haben (Abb. 48).

Plattenbündel-Brennelemente für Forschungsreaktoren

Forschungsreaktoren, insbesondere Beckenreaktoren, aber auch die Materialtestreaktoren, z. B. DIDO in Jülich oder Petten, Niederlande, benutzten Plattenbündelbrennelemente (Abb. 49). Diese bestehen aus 10 bis 20 Aluminiumplatten mit einer Abmessung von etwa 600 x 80 x 1,5 mm, die im Innern eine dünne Schicht aus einer Uran-Aluminium-Legierung besitzen. Der Anteil an Uran in der Legierung kann bis etwa 25 % betragen. Das Uran ist 90- bzw.

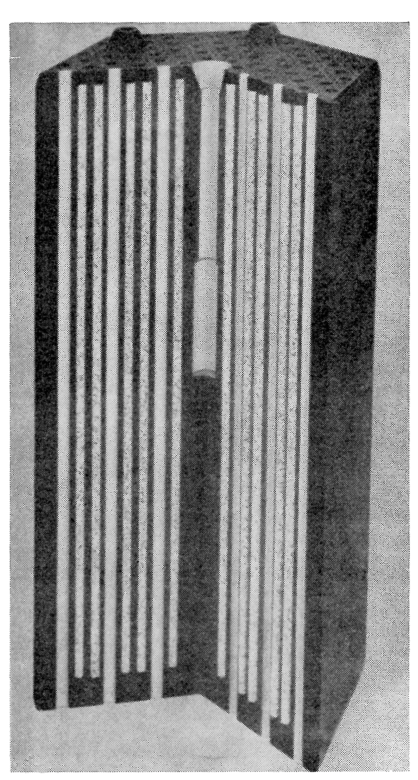


Abb. 48: Element für einen Hochtemperaturreaktor. Höhe des Graphitblocks etwa 1 m, Schlüsselweite des hexagonalen Elements zwischen 40 und 60 cm. Das zentrale Loch dient zur Handhabung beim Auswechseln, die hellen durchgehenden Kanäle zur Kühlgasführung. Der Brennstoff ist grau gepunktet angelegt.
Foto: Gulf General Atomic

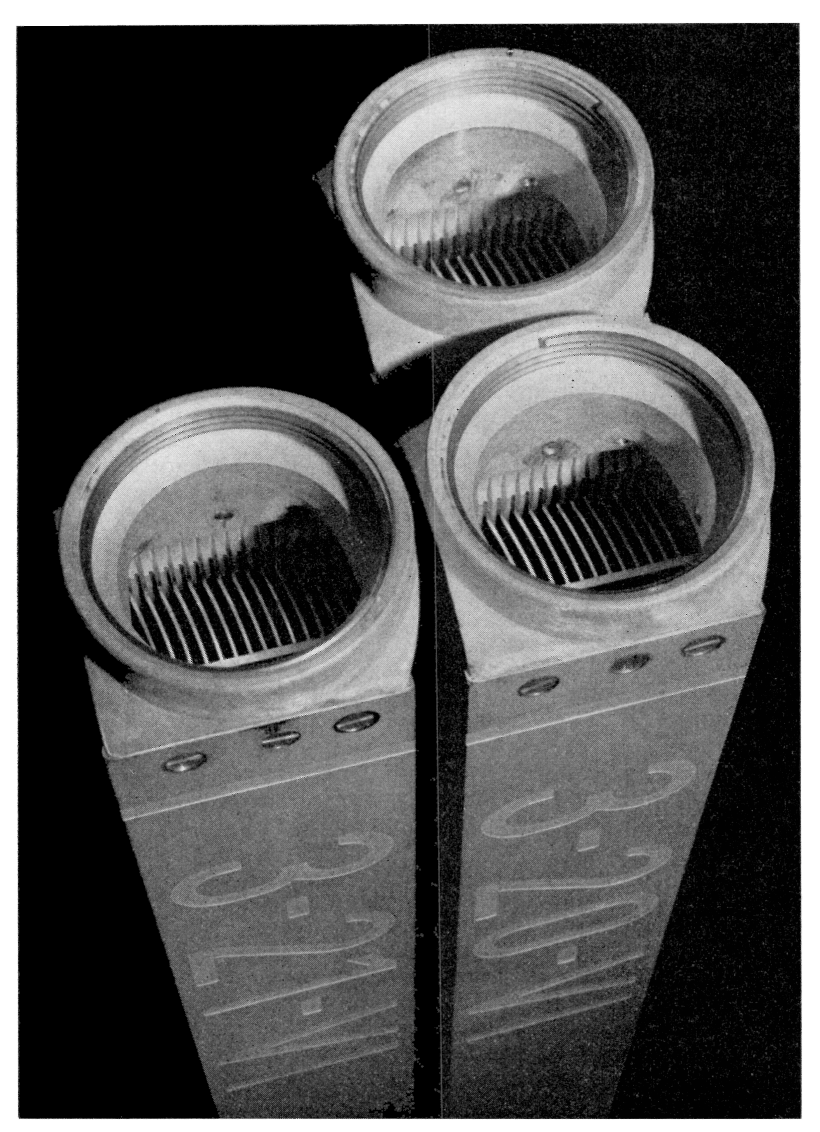


Abb. 49: Brennelement für einen Forschungsreaktor (Petten, Niederlande). Der Brennstoff befindet sich in den etwa 1,5 mm dicken Platten, er ist allseits von Aluminium umgeben. Ein über das Plattenbündel gelegter Kamm sorgt für die Abstandhaltung.

Foto: NUKEM

93%ig an Uran 235 angereichert. Zur Wasserführung wird das Plattenbündel mit einem Kasten umgeben. Er greift mit einem angeschweißten Fuß in die gitterförmige Grundplatte des Reaktors ein.

Das hochangereicherte Uran wird als UF_6 bezogen; nach der Reduktion mit einem ungesättigten Kohlenwasserstoff zu UF_4 und weiter mit Kalziummetallspänen zu Uranmetall wird das Uran mit der notwendigen Aluminiummenge legiert. Die Legierung wird zu einem Rundblock abgegossen, der durch Strangpressen oder Walzen zu einem Band verformt wird. Dieses Band wird in einzelne kleine Plättchen zerschnitten, die man „Bildchen" nennt, da die anschließende Walztechnik mit „Bilderrahmentechnik" bezeichnet wird. Die Abmessungen dieser Bildchen betragen z. B. 40 x 70 x 4 mm. Man fügt sie in einen genau passenden Rahmen aus Aluminium, bedeckt diesen Rahmen unten und oben mit einem Aluminiumblech und gewinnt so ein Walzpaket, das bei Temperaturen um 600° C zu einer Platte der Dicke 1,5—2 mm ausgewalzt wird. Bei diesem Walzvorgang plattiert das uranhaltige Bildchen und der Rahmen mit den Deckblechen, so daß das Uran allseits von Aluminium umhüllt ist.

Die Platten werden beschnitten, u. U. vorgebogen und nach einer der mehreren möglichen Methoden zum Brennelementbündel vereinigt.

Bei modernen Hochleistungselementen, z. B. bei dem Brennelement des deutsch-französischen Hochflußreaktors RHF in Grenoble benützt man keine Uranlegierung, sondern einen Verbundwerkstoff aus UAl_3 und Aluminiumpulver für die Bildchen. Auf diese Weise erreicht man eine wesentlich homogenere Verteilung des Urans in der Platte. Bei den Elementen für den RHF befinden sich zwischen zwei konzentrischen Rohren (Außendurchmesser Innenrohr 274 mm, Innendurchmesser Außenrohr 398 mm) insgesamt 280 evolventenförmig angeordnete Platten der ungefähren Länge von 900 mm.

Großtechnische Fertigung

Eine großtechnische Fertigung von Brennelementen ist bislang nur bei den metallischen Elementen für Magnox-Reaktoren und neuerdings an einigen Stellen auch schon bei den oxidischen Brennelementen für Leichtwasserreaktoren erreicht worden. Vielfach muß der serienmäßigen Herstellung immer noch beachtliche Entwicklungsarbeit vorausgehen, weil nicht nur die Konstruktion des Elements noch nicht ausgereift ist, sondern unter Umständen auch für die chemisch-metallurgischen bzw. keramischen Methoden der Brennstoffverarbeitung Entwicklungsarbeit aufzuwenden ist.

E. Verzeichnis der Abkürzungen

AEG	Allgemeine Electricitäts-Gesellschaft
ARGONAUT	Argonne Nuclear Assembly for University Training
AUC	Ammoniumuranylkarbonat
AVR	Arbeitsgemeinschaft Versuchsreaktor GmbH
BBC	Brown, Boveri u. Cie.
BBK	Brown Boveri/Krupp
BER	Berliner Experimentier-Reaktor
CIP	Cascade Improvement Program
CNA	Central Nuclear Atucha
CNEA	Argentinische Kommission National d'Energia Atomica
CPU	Control Processor Unit
CUP	Cascade Uprating Program
EURATOM	Europäische Atomgemeinschaft
FDR	Fortschrittlicher Druckwasser-Reaktor, Reaktor des Frachtschiffes „Otto Hahn“
FMRB	Kernreaktor für Forschungs-, Meß- und Bestrahlungszwecke der PTB
FRG	Forschungsreaktor Geesthacht
FRJ-1	Leichtwassermoderierter und -gekühlter Beckenreaktor (Merlin)
FRJ-2	Schwerwassermoderierter und -gekühlter Tankreaktor (DIDO)
FR 2	Schwerwassermoderierter Forschungsreaktor Karlsruhe
FRM	Forschungsreaktor der Technischen Universität München
GfK	Gesellschaft für Kernforschung mbH Karlsruhe
GfKV	Gesellschaft für Kernforschung Karlsruhe, Versuchsanlagen
GKN	Gemeinschaftskernkraftwerk Neckar
GKSS	Gesellschaft für Kernenergieverwertung in Schiffbau und Schiffahrt mbH, Hamburg-Geesthacht
GKT	Kernkraftwerk Tullnerfeld, Österreich
HBG	Heißdampfreaktor-Betriebsgesellschaft mbH
HDR	Heißdampfreaktor Großwelzheim
HEW	Hamburgische Electricitätswerke AG
HHT	Heliumgekühlter Hochtemperaturreaktor
HHV	Hochtemperatur-Helium-Versuchsanlage
HKG	Hochtemperatur-Kernkraftwerk GmbH Hochtemperatur-Kraftwerk-Gemeinschaft
HRB	Hochtemperatur-Reaktorbau GmbH Köln
HTR	Hochtemperatur-Reaktor
IBM	Internationale Büro-Maschinen Gesellschaft
INB	Internationale Natrium-Brutreaktor-Baugesellschaft mbH
KBG	Kernkraftwerks-Betriebsgesellschaft, Karlsruhe

KFA	Kernforschungsanlage Jülich GmbH
KKB	Kernkraftwerk Brunsbüttel
KKI	Kernkraftwerk Niederaichbach (Siedewasserreaktor)
KKK	Kernkraftwerk Krümmel
KKN	Kernkraftwerk Niederaichbach (Schwerwassermoderierter, gasgekühlter Reaktor)
KKP	Kernkraftwerk Philippsburg
KKS	Kernkraftwerk Stade
KKU	Kernkraftwerk Unterweser
KNK	Kompakte Natriumgekühlte Kernreaktoranlage, Karlsruhe
KRB	Kernkraftwerk RWE — Bayernwerk GmbH, Gundremmingen
KWL	Kernkraftwerk Lingen
KWO	Kernkraftwerk Obrigheim GmbH
KWU	Kraftwerk-Union AG
KWW	Kernkraftwerk Würgassen
LWTR	Leichtwasser-Testreaktor Großwelzheim
MTR	Material Test Reactor (USA)
MZFR	Mehrzweckforschungsreaktor Karlsruhe
NWK	Nordwestdeutsche Kraftwerke AG
OTTO	Once-through-then-out-Reactor (Modifikation zum Kugelhaufenreaktor)
PR	Prozeßwärmereaktor
PTB	Physikalisch-Technische Bundesanstalt, Braunschweig
PZEM	N.V. Provinciale Zeeuwse Energie — Maatschappij
RBG	Reaktor-Brennelemente GmbH, Wolfgang bei Hanau/M.
RHF	Deutsch-Französischer Hochflußreaktor in Grenoble
RWE	Rheinisch-Westfälisches Elektrizitätswerk AG, Essen
SAR	Siemens-Argonaut-Reaktor
SBK	Schnell-Brüter-Kernkraftwerksgesellschaft mbH
SEFOR	Southwest Experimental Fast Oxide Reactor
SEP	Samenwerkende Elektriciteits-Prodktiebdrijven, Arnheim
SNEAK	Schnelle Null-Energie-Anordnung Karlsruhe
SNR	Schneller Natriumgekühlter Brutreaktor
STARK	Schneller thermischer Argonaut-Reaktor Karlsruhe
SUR	Siemens-Unterrichtsreaktor
SWR	Siedewasserreaktor
TAE	Trennarbeitseinheit
THTR	Thorium-Hochtemperatur-Reaktor
TRIGA	Training, Research, Isotope Production facility of General Atomic
USAEC	Atomenergie-Kommission der USA
VAK	Versuchsatomkraftwerk Kahl/Main
WAK	Wiederaufbereitungsanlage Karlsruhe

F. Sachverzeichnis